

Trabajo de Final de Máster

**Master en Ingeniería Industrial, especialidad  
Energía**

**Selección de escenarios y acciones humanas para  
entrenamiento de operadores de una central nuclear**

**MEMÓRIA**

**Autor:** Alberto Mirallas Esteban  
**Director:** Héctor Hernández  
**Ponente:** Alfredo de Blas  
**Convocatoria:** Septiembre 2019



Escola Tècnica Superior  
d'Enginyeria Industrial de Barcelona





## Resumen

El alcance del trabajo, en lo que se refiere a la selección de acciones humanas para su entrenamiento, se centra en las acciones realizadas por los operadores de sala de control de una central nuclear durante el transcurso de un accidente o transitorio, siguiendo lo indicado en los diferentes procedimientos, para mitigar las consecuencias del mismo en los sucesos internos en Operación a Potencia.

El método utilizado sigue básicamente las directrices transmitidas por el CSN "Metodología para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador", del que se hablará en el contenido del trabajo y con el que se obtendrán los escenarios necesarios para la formación de los operadores según su importancia en la Frecuencia de Daño al Núcleo.

Para todo ello, previamente se realizará, en primer lugar, una breve explicación de los sistemas en los que aplican dichas acciones humanas, que contribuyen a la mitigación de las consecuencias originadas por los sucesos iniciadores.

Posteriormente se realizará una introducción al Análisis Probabilístico de Seguridad, en el que se hablará de su metodología en la obtención de los árboles de sucesos, árboles de fallos y en la cuantificación de las importancias tanto de los sucesos iniciadores como de las acciones realizadas.



# Sumario

<b>SUMARIO</b>	<b>5</b>
<b>1. GLOSARIO</b>	<b>9</b>
<b>2. PREFACIO</b>	<b>14</b>
2.1. Origen del proyecto	14
2.2. Motivación	¡Error! Marcador no definido.
2.3. Requerimientos previos	15
<b>3. INTRODUCCIÓN</b>	<b>16</b>
3.1. Objetivos del proyecto	16
3.2. Alcance del proyecto	16
<b>4. INTRODUCCIÓN A LOS SISTEMAS</b>	<b>17</b>
4.1. Agua de Alimentación Auxiliar (AAA)	17
4.2. Sistema de Rociado de la Contención (RC)	20
4.3. Control de Presión del Sistema de Refrigerante del Reactor (PSR)	23
4.3.1. Transitorio de Presión	24
4.3.2. Transitorio con pérdida del Foco Frío	25
4.3.3. Disparo del Reactor sin caída de Barras (ATWS)	25
4.3.4. Despresurización del Primario	25
4.4. Inyección de Seguridad de Alta Presión (IAP)	25
4.4.1. Modo de inyección	28
4.4.2. Modo de recirculación a ramas frías	28
4.4.3. Recirculación a ramas calientes	29
4.5. Sistema de Evacuación de Calor Residual / Inyección de Baja Presión (RHR)	30
4.6. Sistemas de Agua de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas (ARS) y Agua de Servicio de las Salvaguardias Tecnológicas (ASS)	33
<b>5. FORMACIÓN EN ESCENARIOS SIGNIFICATIVOS PARA EL RIESGO</b>	<b>37</b>
<b>6. APS COMO HERRAMIENTA</b>	<b>39</b>
6.1. Análisis de Secuencias de Accidentes	41
6.1.1. Identificación y agrupación de sucesos iniciadores	41
6.1.2. Definición de Criterios de Éxito	42
6.1.3. Delineación de árboles de sucesos	44
6.1.4. Definición de secuencias	45

6.2. Anàlisis de Sistemas.....	45
6.2.1. Identificación y Recopilación de Información.....	46
6.2.2. Definición de Límites e Interfases del Sistema .....	47
6.2.3. Diagramas y esquemas simplificados .....	48
6.2.4. Matriz de Dependencias .....	48
6.2.5. Matrices de Pruebas y Mantenimiento.....	48
6.2.6. Desarrollo del Árbol de fallos .....	49
6.3. Anàlisis de Datos .....	50
6.3.1. Elaboración de la base de datos genérica.....	51
6.3.2. Elaboración de la base de datos de parámetros de sucesos iniciadores, sucesos básicos de fallo (independientes y de causa común), indisponibilidades por pruebas / mantenimiento y sucesos especiales.....	52
6.4. Anàlisis de Fiabilidad Humana .....	53
6.4.1. Definición e identificación de las acciones de los operadores.....	53
6.4.2. Selección de acciones para su análisis detallado.....	55
6.4.3. Anàlisis detallado .....	58
6.4.4. Cuantificación .....	59
6.5. Cuantificación .....	61
6.5.1. Anàlisis de importancias .....	61
<b>7. SELECCIÓN DE ESCENARIOS Y ACCIONES HUMANAS DEL APS     PARA ENTRENAMIENTO EN SIMULADOR.....</b>	<b>63</b>
7.1. Objeto .....	63
7.2. Metodología y desarrollo .....	63
7.2.1. Selección de Sucesos Iniciadores .....	63
7.2.2. Selección de Secuencias de Accidente .....	65
7.2.3. Creación de Escenarios.....	67
7.2.4. Selección de Acciones Humanas .....	68
7.2.5. Relación de Escenarios con Acciones Humanas .....	76
7.2.6. Relación de Acciones Humanas con Escenarios .....	86
7.2.7. Asociación de Escenarios.....	96
<b>CONCLUSIONES .....</b>	<b>97</b>
Listado de Escenarios principales.....	97
<b>AGRADECIMIENTOS .....</b>	<b>99</b>
<b>BIBLIOGRAFÍA .....</b>	<b>100</b>

## INDICE DE ANEXOS

- Anexo A. Esquemas de sistemas.
- Anexo B.
  - B.1 Criterios de éxito para los sistemas
  - B.2 Criterios de éxito para los Sucesos iniciadores
- Anexo C.
  - C.1 Arboles de sucesos y de fallos.
  - C.2 Arbol de Fallos del Sistema de Control de Presión
- Anexo D.
  - D.1 Listado completo de las secuencias que contribuyen a la Frecuencia de Daño al núcleo
  - D.2 Listado completo de las acciones humanas ordenadas según la medida de importancia de Incremento del Riesgo (RAW).
- Anexo E. Arboles de sucesos.

## INDICE DE FIGURAS

Figura 6.1 Relaciones entre las distintas etapas del APS

Figura 6.2. Curvas nominales del modelo TRC

Figura 7.1 Árbol de Sucesos para LOCA pequeño

## INDICE DE TABLAS

Tabla 6.1 Elementos básicos de un árbol de fallos

Tabla 6.2 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 1

Tabla 6.3 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 3

Tabla 6.4 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 4

Tabla 7.1 Lista de Sucesos Iniciadores

Tabla 7.2 Secuencias de accidente que contribuyen a la FDN

Tabla 7.3 Acciones humanas ordenadas según medida de importancia de incremento del riesgo (RAW)

Tabla 7.4 Acciones humanas ordenadas según medida de reducción del riesgo (RRW)

Tabla 7.5 Conjunto de todas las acciones humanas seleccionadas

Tabla 7.6 Agrupación de Secuencias en Escenarios

Tabla 7.7 Datos de Acciones Humanas seleccionadas por sus medidas de importancia

Tabla 7.8 Escenarios principales y las secuencias que contienen



# 1. Glosario

## Definiciones Básicas

- Frecuencia: número de sucesos por unidad de tiempo o probabilidad de que ocurra un suceso no deseado.
- Operación a Potencia: Estado operacional en el que el grupo turboalternador está acoplado a la red y no se produce una variación significativa de la configuración de la planta. Se considera que se produce una modificación del estado de la planta cuando se alcanzan las condiciones de arranque del agua de alimentación auxiliar, alrededor del 2%, tras el disparo manual de turbina en las operaciones de arranque.
- Daño: medida o estimación cuantitativa de las consecuencias de un suceso, por ejemplo, el número de muertos o heridos, costes o dosis radiológicas.
- Acción humana: Acción realizada por el operador en sala de control, cuyo fallo puede provocar el avance hacia una secuencia de daño.
- Riesgo: probabilidad de que se produzca un efecto específico en un periodo de tiempo determinado o en circunstancias determinadas.
- Probabilidad de un suceso: cociente entre el número de casos favorables y el número de casos posibles.
- Disponibilidad: Probabilidad de que una Estructura, Sistema o Componente esté en condiciones de realizar la función para la que fue diseñada en un momento determinado y en las condiciones para las que fue diseñado.
- Fiabilidad: Probabilidad de que una Estructura, Sistema o Componente, supuestamente disponible, realice la función para la que fue diseñada en un intervalo de tiempo establecido y unas condiciones previstas en el diseño.
- Niveles de riesgo: Niveles en los que se clasifica el APS en función de las consecuencias del daño producido. Hay tres diferentes niveles:
  - Nivel 1: Se evalúa el grado de seguridad de las plantas, cuantificando la

Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN) e identificando los contribuyentes significativos.

- Nivel 2: Se determina el comportamiento de la contención y evalúa las liberaciones al exterior.
  - Nivel 3: Se determina las consecuencias asociadas con las liberaciones radiactivas durante el transcurso de un accidente.
- 
- Fallo: Es toda condición que incapacita a un equipo, sistema o componente para realizar la función para la que fue diseñado.
  - Tipo de fallo: Forma en la que se detecta el fallo (en operación o en demanda)
  - Modo de fallo: Forma en la que se presenta el fallo (apertura, cierre, arranque, etc.).
  - Tasa de fallos: número de fallos por unidad de tiempo o demanda
  - Secuencia de accidente: combinación de un suceso iniciador y de fallos/éxitos de los sistemas de mitigación (cada camino del árbol de sucesos).
  - Sistemas frontales: realizan de forma directa las funciones de seguridad analizadas en el APS.
  - Sistemas soporte: permiten la operatividad de los sistemas frontales.
  - Sistemas de mitigación: sistemas, frontal o soporte, utilizados en la mitigación de accidentes o transitorios.
  - Suceso iniciador interno: Son los transitorios y accidentes con pérdida de refrigerante, incluyendo las pérdidas de alimentaciones eléctricas exteriores, que pueden conducir a daño al núcleo.
  - Función crítica de seguridad: función que debe cumplirse, tanto en operación normal como en condiciones de accidente, para impedir daños al combustible y mantener la integridad de las barreras de retención de los productos de fisión.
  - Árbol de sucesos: diagrama de decisión que representa las posibles secuencias de accidente que pueden tener lugar tras la ocurrencia de un suceso iniciador.

- Árbol de fallos: representación lógica (álgebra de Boole) de los mecanismos de fallo de componentes, errores humanos y falta de disponibilidad que conducen a la pérdida de función de un sistema.
- Daño al núcleo (DN): Condición de descubrimiento y calentamiento del núcleo, produciendo un daño importante en el combustible.
- Conjunto mínimo de fallo: combinación mínima necesaria para que ocurra un escenario de daño al núcleo, a partir de un suceso, iniciador y fallos de equipos, indisponibilidades, acciones humanas, etc. Comienza por un suceso iniciador, presenta puntos de ramificación y termina en un estado final de éxito o fallo.
- Estado de daño a la planta: agrupación de estados finales de secuencias de accidente con daño al núcleo, atendiendo a la progresión del escenario y capacidad de la contención.
- Árbol de sucesos en contención: secuencia de respuesta de la contención a partir de cada estado de daño a la planta, indicando el modo de fallo de la contención.
- Criterios de éxito: condiciones mínimas de operación requeridas a los sistemas de mitigación de un determinado suceso iniciador para cumplir con las funciones de seguridad establecidas y evitar el daño al núcleo.
- Tiempo en Misión: Tiempo en que la función o sistema es requerido en operación para cumplir con su función de seguridad. En APS el tiempo en misión es por lo general 24 horas.

### Acrónimos

- AAA. Agua de alimentación auxiliar
- AMSAC. ATWS mitigating system actuation circuitry
- APS. Análisis Probabilista de Seguridad
- ARS: Sistema de agua de refrigeración de Salvaguardias
- ASEP: Accident Sequence Evaluation Program

- ASS: Sistema de agua de servicio de las Salvaguardias
- ATWS. Anticipated transient without scram (Disparo del reactor sin caída de barras)
- BRR. Bomba de refrigerante del reactor
- CCNNEE: Centrales nucleares españolas
- CMF: Conjuntos mínimos de fallo
- CSN. Consejo de Seguridad Nuclear.
- DN: Daño al Núcleo
- EPRI: Electric Power Research Institute
- EDN: Ecuación de Daño al Núcleo
- FDN: Frecuencia de Daño al Núcleo
- F-V: Medida Fussell-Vesely
- GV. Generador de vapor
- HEP: Human Error Probabilities
- IAEA: International Atomic Energy Agency (Organismo Internacional de la energía Atómica)
- IAP: Inyección de alta presión.
- IE. Inicial Event
- IS. Inyección de Seguridad
- LOCA: Loss Of Coolant Accident (Accidente de pérdida de refrigerante)
- NP: Informes técnicos de EPRI
- NRC: Nuclear Regulatory Commission (Regulador en US)
- NUREG: Nuclear Regulatory Commission Regulation

- PPE. Pérdida de potencia exterior
- PWR. Presurized water reactor (reactor de agua a presión)
- RAW: Risk Achievement Worth (Incremento del Riesgo)
- RC: Rociado de la contención
- RCS. Reactor coolant system (sistema de refrigerante del reactor)
- RDF: Risk Decrease Factor
- RHR. Residual heat removal (evacuación de calor residual)
- RIF: Risk Increase Factor
- RRW: Risk Reduction Worth (Reducción del Riesgo)
- RSA. Recirculación Semi Automática
- SC: Sala de Control
- SSPS: Solid state protection system (sistema de protección)
- SRC: Señal de rociado de contención
- TAAR: Tanque de almacenamiento de agua de recarga
- TAC. Tanque de almacenamiento de condensado
- TCV. Tanque de control y volumen
- TIB: Tanque de inyección de boro
- WCAP: Documentos técnicos de Westinghouse para la industria nuclear

## **2. Prefacio**

### **2.1. Origen del proyecto**

Las plantas nucleares españolas han de realizar, por normativa, una revisión de su Análisis Probabilístico de Seguridad cada 5 años, o bien, cuando se realicen modificaciones importantes en las plantas.

La última revisión del APS en la planta en estudio, ha sido originada por las modificaciones derivadas del Proyecto de Refuerzo de la Seguridad, derivado del accidente que tuvo lugar en la central nuclear de Fukushima el 11 de marzo de 2011 tras los daños producidos por un terremoto y posterior tsunami.

Una de las principales modificaciones con afectación al APS de Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia ha sido la instalación de sellos térmicos pasivos en las bombas del refrigerante del reactor, estos sellos impiden la pérdida del refrigerante desde el primario (LOCA) a través del eje de la bomba en caso de pérdida de su refrigeración normal.

Entre las tareas a realizar, se encuentra la tarea del análisis de Fiabilidad Humana, para la definición, identificación y cuantificación de la probabilidad de fallo de las acciones de los operadores necesarias para la recuperación en las diferentes secuencias de accidente modeladas.

Por otro lado, la normativa requiere a las plantas que tengan en cuenta los resultados de los APS para definir el programa de formación de los operadores, ejercicio que debe de ser actualizado como consecuencia de la revisión del APS antes mencionada y que es el objeto final de este trabajo.

### **2.2. Motivación**

El entorno del presente trabajo resulta de la confluencia de intereses entre el departamento de Análisis de Seguridad de la central, que requería actualizar el estudio de selección de escenarios y acciones humanas para el entrenamiento de operadores y el de realizar un TFM en un área de conocimiento de utilidad personal, al concurrir con un periodo de formación de nueve meses como operador de Sala de Control, ámbito dónde se ejecutan

las acciones humanas objeto del estudio. La colaboración, en cuanto a la utilización del APS como herramienta de análisis, fue continuación de la realizada para el TFG, consistente en la Clasificación basada en el Riesgo de válvulas motorizadas y neumáticas de una central nuclear para determinar el alcance de diagnóstico y pruebas a realizar sobre las mismas.

En ambos casos se ha profundizado en el uso del APS y herramientas auxiliares, abriéndose a la vez, un nuevo e interesante campo de conocimiento personal. La colaboración para el presente trabajo ha permitido aplicar los conocimientos adquiridos en sistemas y componentes, procedimientos generales de operación, procedimientos de operación de sistemas, procedimientos de operación con fallo y procedimientos de operación de emergencia, que junto a los conocimientos en técnicas de APS, ha permitido valorar la magnitud de daño al núcleo asociado a la incorrecta ejecución de los distintos pasos de los procedimientos y con ello establecer prioridades para la formación de los operadores..

### **2.3. Requerimientos previos**

Para la realización del presente TFM es necesario conocer la estructura y diferentes fases de APS así como experiencia práctica en el uso de la herramienta RiskSpectrum®.

Para comprender la funcionalidad, los modos de fallo y las diferentes maniobras a realizar en función del tipo de suceso iniciador se requieren amplios conocimientos de:

- Componentes y sistemas de la central
- Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
- Procedimientos generales de operación
- Procedimientos de operación con fallo
- Procedimientos de operación de emergencia

## 3. Introducción

### 3.1. Objetivos del proyecto

Debido a la revisión del APS con motivo de la incorporación al mismo de las actuaciones derivadas del accidente de la central japonesa de Fukushima, los escenarios a entrenar por los grupos de operación en el simulador de alcance total, debían de volver a definirse ya que con las modificaciones realizadas en algunos sistemas necesarios para la mitigación de daños al núcleo, se ha visto afectada la respuesta de la planta ante las situaciones accidentales y con ello la importancia de las acciones humanas cuya incorrecta ejecución podría llevar a una situación de daño al núcleo..

El objetivo de este trabajo es seleccionar los escenarios de entrenamiento para el personal de Operación de una central nuclear, con base en los resultados del APS, mediante la aplicación de la metodología propuesta por el CSN para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador.

El resultado de este trabajo será el conjunto de escenarios y acciones humanas seleccionadas, que se presentarán al departamento de Formación a fin de establecer los escenarios a entrenar, en las sesiones periódicas de simulador de alcance total, por el personal con licencia de operación, siguiendo las directrices del CSN recogidas en el anexo 4 de la Instrucción de Seguridad IS-11 [Ref.1], sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, que recoge las habilidades operativas que se han de combinar adecuadamente con las secuencias accidentales que más contribuyen al riesgo, deducidas de los análisis probabilistas de seguridad de la instalación para la que se solicita la licencia.

### 3.2. Alcance del proyecto

El alcance de este trabajo, en lo que se refiere a la selección de acciones humanas para su entrenamiento, se centra únicamente en las denominadas acciones humanas Tipo 3 (acciones humanas realizadas por el Grupo de Operación durante el transcurso de un accidente o transitorio, siguiendo lo indicado en los procedimientos, para mitigar las consecuencias del mismo) consideradas en el APS de Nivel 1 para sucesos internos en Operación a Potencia.



## 4. Introducción a los Sistemas

En este apartado se hace una breve descripción de los sistemas que contribuyen a la mitigación de las consecuencias originadas por ciertos sucesos iniciadores y que son objetivo de la formación de los operadores. Los esquemas de cada uno de los sistemas se encuentran en el Anexo A.

### 4.1. Agua de Alimentación Auxiliar (AAA)

El sistema de Agua de Alimentación Auxiliar sirve como sistema de reserva y emergencia para suministrar agua de alimentación al secundario de los generadores de vapor, en caso de pérdida del caudal normal de agua de alimentación, y proporciona un camino alternativo al sistema de agua de alimentación principal durante las operaciones de parada caliente normal, enfriamiento y arranque.

La función específica como salvaguardia tecnológica es disponer, junto con las válvulas de alivio y seguridad de los generadores de vapor, de un medio para disipar la energía del sistema de refrigeración del reactor cuando, por cualquier causa, no están disponibles los sistemas normales de proceso (turbina, derivación al condensador y sistema de agua de alimentación principal) en operación a potencia y en caso de pérdida del sistema de evacuación de calor residual en parada (Modos 4 y 5).

En cualquiera de estos casos, la refrigeración se consigue por la descarga de vapor a la atmósfera, a través de las válvulas de alivio y seguridad de los generadores de vapor, a la vez que se mantiene un nivel de agua adecuado en los mismos.

El sistema consta de dos bombas accionadas por motor eléctrico (AAP02A/B), una bomba accionada por turbina de vapor (AAP01), tuberías, válvulas, instrumentos y controles.

Las bombas están normalmente alineadas para aspirar del tanque de almacenamiento de condensado (TACT06). Cada línea de aspiración posee una válvula manual de aislamiento (AAA029/067/069), una válvula de retención (AAA021/024/068) y un transmisor de presión, con indicación en la Sala de Control y en el panel local de control de emergencia.

En caso de indisponibilidad del tanque de almacenamiento de condensado, las tres

bombas pueden aspirar de la balsa de almacenamiento de agua de reposición a las torres de refrigeración (BAT07), a través de una válvula de aislamiento motorizada (VMAAA20/19/29) en cada línea, normalmente cerrada.

Normalmente cada una de las tres bombas alimenta a un GV (GVE01A/B/C) a través de una línea de descarga que se une a la línea de agua de alimentación principal dentro del edificio de contención.

En cada una de estas líneas de descarga están situadas, en el sentido del flujo, los siguientes elementos:

- Un orificio medidor de flujo (EFAAA11/10/12).
- Una válvula de retención (AAA011/001/065).
- Dos válvulas manuales de compuerta enclavadas abiertas (AAA025/012/102/013/032/014).
- Una válvula de control de flujo, motorizada (VCFAAA01/02/08) normalmente abierta.
- Una válvula de retención (AAA016/18/20).
- Una válvula de aislamiento motorizada normalmente abierta (VMAAA35/36/37).
- Un medidor de caudal (PFAAA01/2/3).

Las tres líneas de descarga están unidas entre sí por medio de dos líneas a través de las cuales es posible efectuar las interconexiones adecuadas para alimentar a cualquier GV con cualquiera de las bombas.

Cada una de las cuatro válvulas motorizadas que permiten la interconexión indicada (VMAAA38/39/40/41) está normalmente cerrada, teniendo accionamiento desde la sala de control o desde el panel local de emergencia.

En la parte inferior de cada generador de vapor existen extracciones del agua del lado secundario, que son conducidas al sistema de purga de los generadores de vapor. La línea de conexión con este sistema contiene una válvula manual (AAA040/48/53 y una neumática (VNAAA11/14/17). Estas últimas tienen la misión de aislar la purga de los GV.

La alimentación de vapor principal a la turbina de accionamiento de la bomba AAAP01 se realiza mediante la toma del vapor en las líneas de vapor principal. En cada una de estas líneas, en el sentido del flujo de vapor, se encuentran los siguientes elementos:

- Una válvula manual, enclavada abierta (VP223/24).
- Una válvula motorizada de aislamiento, normalmente cerrada (VMVP53/49).
- Una válvula manual, normalmente abierta (VP638/41).
- Dos válvulas de retención (VP017/639/018/640).

Ambas líneas se unen, alimentando a la turbina a través de la válvula de parada (VMVP78) y regulación (VNVP72).

El sistema de AAA está diseñado para funcionar durante las paradas normales de la central, durante los períodos en los que el caudal requerido es muy pequeño en comparación con el requerido a potencia, y durante el arranque, cuando no se dispone de vapor para accionar las turbinas de las bombas de agua de alimentación principal a los generadores de vapor.

Además, el sistema sirve para proporcionar medios redundantes para eliminar el calor residual del Sistema Refrigerante del Reactor, por medio de los generadores de vapor, durante condiciones de emergencia.

En operación a potencia, las tres bombas de AAA arrancarán automáticamente con cualquiera de las señales siguientes:

1. Disparo de ambas bombas de agua de alimentación principal.
2. Señal de muy bajo nivel (2/3 canales de cada GV) en 1/3 GV, procedente del SSPS.
3. Señal de muy bajo nivel (1 canal de cada GV) en 2/3 GV, procedente del sistema AMSAC.
4. Secuencia de inyección de seguridad.
5. Mínima tensión en 2/3 barras de las BRR.

Con el arranque del agua de alimentación auxiliar, se producen las siguientes actuaciones:

- Abren válvulas de aislamiento de vapor a la turbobomba, VMVP53/49.
- Abren válvula de parada (VMVP78) y regulación (VNVP72) de vapor a la turbobomba.
- Reciben confirmación de apertura las válvulas motorizadas de control de flujo, (VCFAAA01/02/08).

- Reciben confirmación de apertura las válvulas de aislamiento motorizadas de descarga a los GV, VMAAA35/36/37.
- Reciben confirmación de cierre las válvulas motorizadas de interconexión de trenes, VMAAA38/39/40/41.

Cada una de las válvulas de control de flujo permanece abierta hasta que el operador repone la señal automática de apertura (y controle la posición de la válvula manualmente) o los medidores de caudal PFAAA01/2/3 detecten un valor de caudal superior al de tarado, 86.3 m<sup>3</sup>/h para cada tren, momento a partir del cual empieza a trabajar la válvula de control intentando mantener el paso de dicho caudal.

Durante el funcionamiento posterior del sistema, el operador debe controlar la posición de las válvulas de control para adecuar el caudal a las necesidades del nivel e inventario en el lado secundario de los GV durante el proceso de parada, pudiendo además parar alguna bomba e interconectar los trenes.

Como acciones manuales de apoyo a las señales automáticas, se consideran en el modelo el arranque manual de las motobombas, la apertura de las válvulas de vapor a la turbobomba (parada y regulación) y las de aislamiento de vapor (VMVP49/53).

## **4.2. Sistema de Rociado de la Contención (RC)**

En caso de ocurrencia de accidentes tales como LOCA, rotura de vapor dentro del recinto de contención, u otros, éstos provocarían el aumento de presión en el interior del recinto y/o el aumento de la concentración de yodo radiactivo, degradándose tanto las condiciones ambientales como estructurales del recinto de contención.

Para hacer frente a estas situaciones se ha diseñado el sistema de rociado de la contención, que suministra agua borada para enfriar la atmósfera del edificio de contención. También se dispone en contención de contenedores de fosfato trisódico. La inyección de rociado arrastra el aditivo contenido en los contenedores, distribuyendo la solución resultante a través de la atmósfera de contención hasta los sumideros, de los que se extrae la solución durante la fase de recirculación.

La neutralización del fluido de recirculación es necesaria para retener en la solución los yodos liberados y para minimizar la corrosión bajo tensión inducida por cloruros en el acero

inoxidable.

El sistema de rociado de la contención, consta de dos trenes independientes, cada uno de los cuales es del 100% de capacidad, y una serie de equipos comunes.

Cada tren consta de:

- Una bomba de rociado (RCP01A/B).
- 100 boquillas de rociado repartidas en tres anillos de aspersión.
- Tuberías para las aspiraciones y descarga del sistema.

Las bombas pueden aspirar desde:

- a. El tanque de almacenamiento de agua de recarga. Este suministro se utiliza durante la fase de inyección tras un accidente.
- b. Sumideros de recirculación de la contención. Estos recogen los líquidos descargados durante un accidente en la contención de donde son aspirados por los sistemas de rociado y de inyección de seguridad de baja presión durante la fase de recirculación.

Desde la línea de descarga parte una tubería con válvulas manuales RC009 y RC010, normalmente cerradas, que envía el fluido del sistema hacia un colector que lo dirige al tanque de agua de recarga durante pruebas de funcionalidad de las bombas en operación normal.

El agua borada de cada tren de rociado llega a los anillos de rociado a través de las válvulas motorizadas VMRC04 y VMRC08 que abren automáticamente por señal de rociado de contención (SRC)

La disposición de los anillos en las elevaciones superiores del recinto de contención optimiza por una parte la eliminación de yodo y por otra protege los anillos de los proyectiles generados durante un LOCA, al encontrarse éstos alejados de las estructuras internas de la contención que desempeñan la función de blindajes biológicos y barreras antimisiles.

En el interior del recinto de contención están dispuestos siete contenedores, a nivel del suelo del recinto de contención, conteniendo fosfato trisódico cristalizado para asegurar la retención de yodos y neutralizar la solución en los sumideros de recirculación hasta un pH =

7,2 durante la fase de recirculación.

El sistema de rociado de la contención, posteriormente a un accidente opera en dos modos distintos; uno durante la fase de inyección y otro durante la fase de recirculación.

El sistema de rociado de la contención se pone en marcha automáticamente por muy alta presión en el recinto de contención (1,733 kg/cm<sup>2</sup> abs.) lo que genera la señal de rociado de la contención (SRC), arrancando las bombas de rociado de la contención y abriendo las válvulas de aislamiento de la contención situadas en la descarga de las bombas de rociado, VMRC04 y VMRC08.

Las válvulas de aislamiento del tanque de almacenamiento de agua de recarga en la aspiración de las bombas de rociado, VMRC02 y VMRC05 reciben orden de confirmación de apertura.

Durante esta fase las bombas de rociado aspiran agua del tanque de almacenamiento de agua de recarga y la descargan en los colectores, anillos y toberas correspondientes.

Al producirse el cambio a la fase de recirculación, cuando se genera la señal de recirculación semiautomática (SRA) por muy bajo nivel en el tanque de almacenamiento de agua de recarga (20,3%), las bombas aspiran agua del sumidero de recirculación de la contención correspondiente a su tren A/B, abriéndose automáticamente por SRA las válvulas VMRC11/12/13/14, de aspiración desde sumideros de los sistemas RHR y RC, todas ellas normalmente cerradas.

La apertura total de estas válvulas origina una señal que cierra automáticamente las válvulas de aislamiento del tanque de almacenamiento de agua de recarga VMRC02 y VMRC05, normalmente abiertas.

La descarga de las bombas de rociado en esta fase se realiza a través de los colectores, anillos y toberas de rociado descritos en la fase de inyección.

Como acciones manuales del operador, dado que la actuación del rociado y el cambio a recirculación son automáticas, se considera como acción manual el apoyo al arranque de las bombas.

### 4.3. Control de Presión del Sistema de Refrigerante del Reactor (PSR)

En el presionador el agua y el vapor se mantienen en equilibrio bajo condiciones de saturación con la ayuda de calentadores eléctricos y rociado de agua. La variación de volumen de refrigerante se convierte en variación de volumen de la masa de vapor en equilibrio y por variación de esa masa de vapor (evaporando agua con los calentadores o condensando vapor mediante el rociado) se absorbe la variación de presión.

En operación normal a potencia, el presionador establece y mantiene la presión del sistema del refrigerante del reactor (SRR) dentro de los límites prescritos para operación.

Durante transitorios y condiciones de accidente, el presionador y su sistema de control asociado realizan otras dos funciones adicionales:

- Aliviar presiones excesivas del sistema de refrigerante del reactor mediante las válvulas de alivio y de seguridad, que son el único medio al que se da crédito.
- Extraer el calor residual generado por el núcleo en condiciones de pérdida del secundario. Las válvulas de alivio se operan conjuntamente con las bombas de carga del sistema de inyección a alta presión en la llamada función "Feed and Bleed", en la cual se aporta caudal al primario mediante las bombas de carga y se despresuriza a través de las válvulas de alivio.

El Sistema de Control de Presión del Primario está situado físicamente en el edificio de contención y consta esencialmente de los siguientes componentes:

- Presionador
- Calentadores
- Sistema de Rociado del Presionador
- Dos caminos de alivio de presión
- Tres válvulas de seguridad
- Tanque de alivio del presionador
- Instrumentación asociada de nivel, temperatura y presión

El presionador (PSRV02) es un tanque vertical sometido a presión, conectado desde su fondo inferior con la rama intermedia del lazo 3 del SRR, por la conexión de equilibrio.

En la parte inferior del presionador están situados de forma vertical los calentadores.

En su parte superior se encuentran las conexiones para las válvulas de seguridad (PSR037, PSR038 y PSR039) y las de alivio (VCP0444A y VCP0445), así como las conexiones de las válvulas de rociado (VCP0444B y VCP0444C).

El sistema de rociado del presionador, está conectado a las ramas frías de los lazos 2 y 3, así como al cambiador de calor regenerativo del sistema de control químico y volumétrico. En caso de sobrepresión del presionador y al llegar a su punto de tarado ( $158.93 \text{ kg/cm}^2$ ), empiezan a abrir automáticamente las válvulas de rociado conectadas a los lazos del primario, llegando a abrir completamente cuando la presión alcanza el punto de consigna ( $162.45 \text{ kg/cm}^2$ ), proporcionando un caudal de agua que se introduce en la cámara de vapor del presionador, condensando parte del mismo, y disminuyendo la presión.

Si la presión en el primario fuese superior a la del punto de consigna de las válvulas de alivio del presionador ( $164.25 \text{ kg/cm}^2$ ), abrirían automáticamente una o las dos, volviéndose a cerrar al descender la presión ( $163.22 \text{ kg/cm}^2$ ). Igualmente se abrirían una o más válvulas de seguridad si se alcanza su punto de tarado ( $174.72 \text{ kg/cm}^2$  con una precisión de  $\pm 1\%$ ), volviendo a cerrar al descender la presión al mismo valor.

Las descargas de vapor que se produzcan se conducen al tanque de alivio del presionador (PSRT01) a través del colector que existe a tal efecto; este tanque está provisto de discos de ruptura, para evitar sobrepresiones.

Situada en serie con cada una de las dos válvulas de alivio, existe una válvula motorizada de bloqueo (VMPSR02 y VMPSR03) normalmente abierta que permite el control de posibles fugas de las válvulas de alivio, o el cierre del camino de alivio, en caso de fallo al cierre de la válvula de alivio.

En operación normal las válvulas de alivio están cerradas, permaneciendo abiertas las válvulas de bloqueo.

Se consideran, para operación en emergencia, 4 modos de operación

#### **4.3.1. Transitorio de Presión**

Este transitorio consiste en un aumento de presión en el circuito primario, tal que no puede ser controlado por el rociado del presionador. En este caso, se deberá aliviar presión o bien



por las válvulas de alivio o por las válvulas de seguridad del presionador.

#### **4.3.2. Transitorio con pérdida del Foco Frío**

Este transitorio consiste en la pérdida de los tres generadores de vapor o del agua de alimentación principal y auxiliar. En este caso es necesario establecer un camino de evacuación del calor residual del núcleo, lo que se consigue aportando agua al circuito primario con las bombas de carga y evacuando vapor a través de las válvulas de alivio del presionador ("Feed and Bleed"). Con la apertura de una válvula de alivio del presionador se descargará una importante cantidad de vapor al tanque de alivio del presionador, con lo que aumentará su temperatura y presión, rompiendo sus discos de ruptura y aliviándose vapor al recinto de la contención.

#### **4.3.3. Disparo del Reactor sin caída de Barras (ATWS)**

En este caso se producirá un importante pico de presión que se controlará mediante la apertura automática de las válvulas de alivio y seguridad del presionador.

#### **4.3.4. Despresurización del Primario**

Se procederá a la despresurización del primario en aquellos transitorios o accidentes en los que sea necesaria dicha acción para permitir la operación de sistemas o componentes que requieren baja presión en el primario o en los casos en que sea necesario para controlar un accidente, por ejemplo rotura de tubos. La despresurización del primario se puede conseguir por la apertura manual de las válvulas de alivio.

Las actuaciones manuales, que se contemplan en las actuaciones de emergencia del Sistema de Control de Presión del Primario son principalmente los accionamientos de las válvulas de alivio y las correspondientes de bloqueo para controlar la despresurización del primario en la realización de las maniobras asociadas al Feed&Bleed.

### **4.4. Inyección de Seguridad de Alta Presión (IAP)**

El sistema de inyección de seguridad de alta presión es una salvaguardia tecnológica de la central y tiene como misión inyectar agua borada en el circuito de refrigerante primario, ayudando en circunstancias de accidente a reponer posibles fugas de refrigerante primario y a refrigerar y disminuir la reactividad del núcleo, contribuyendo de esta manera a

salvaguardar su integridad mecánica.

Las situaciones ante las que se puede precisar el funcionamiento del sistema de inyección de seguridad de alta presión son las siguientes:

1. Accidentes con pérdidas de refrigerante en el circuito primario por roturas de tuberías, tubos de generadores de vapor, mecanismos de accionamiento de barras, cierres de bombas, etc., que no puedan ser compensada por las vías normales.
2. Accidentes con pérdida de refrigerante en el circuito secundario.
3. Accidentes con pérdida de la evacuación de calor hacia el circuito secundario (función de "Feed & Bleed")
4. Transitorios con fallo en la inserción de las barras de control (ATWS).

El sistema de inyección de seguridad de alta presión suministra en condiciones de accidente agua borada a los tres lazos del circuito de refrigerante primario.

El sistema de inyección de seguridad de alta presión dispone de las bombas de carga ISAPP01A/B/C; en operación normal, una de las tres bombas está en marcha para realizar las funciones de control químico y de volumen. Las aspiraciones de las bombas de carga están interconectadas, pudiendo aspirar de varios colectores que desembocan en la línea de interconexión de las aspiraciones de las bombas. Los puntos de los que pueden aspirar las bombas de carga son los siguientes:

- El tanque de control de volumen (TCV)
- El TAAR, del que pueden aspirar a través de dos vías
- Los cambiadores de calor residual RHRE01A/B

La interconexión de las aspiraciones e impulsiones de las bombas de carga se realiza mediante válvulas motorizadas que están normalmente abiertas permitiendo la operación normal con cualquier bomba.

Cada bomba de carga dispone además de una válvula manual de aislamiento enclavada abierta en su aspiración (IAP022/4/3). En la descarga de estas bombas existe una válvula manual, también de aislamiento enclavada abierta (IAP028/30/29), precedida de una válvula de retención (IAP025/27/26).

De las impulsiones de las bombas se deriva una línea de caudal mínimo para su protección en las que están montados una válvula de retención (IAP70/69/68) y una válvula motorizada (VMIAP23/26/27).

Desde la línea de interconexión de las impulsiones de las bombas se puede suministrar caudal a:

- Al circuito de refrigerante primario a través de la línea de carga
- A los cierres de las bombas del circuito de refrigerante primario.
- A las ramas frías del circuito primario a través del tanque de inyección de boro IAPT02 (TIB).
- A las ramas frías del circuito primario a través de la línea de "by-pass" del TIB.
- A las ramas calientes del circuito primario.

La línea de carga está abierta en condiciones normales de operación y se utiliza para restablecer el volumen y la composición del circuito primario. En esta línea están ubicadas en serie dos válvulas motorizadas de aislamiento automático por inyección de seguridad VMIAP21, VMIAP22.

La línea de suministro de agua a los cierres de las bombas de refrigerante del reactor (BRR) está igualmente abierta en condiciones normales de operación para limitar las fugas del primario a través de sus cierres.

Cada ramal de distribución hacia los lazos tiene una válvula manual y una válvula de retención.

El sistema de inyección de seguridad no está en funcionamiento durante la operación normal de la planta, aunque una bomba de carga funciona normalmente aspirando del TCV y suministrando caudal al circuito primario, a través de la línea de carga, y a los cierres de las bombas de dicho circuito. Por tanto se encuentran abiertas normalmente las válvulas de aspiración del TCV (VCN0115C/E), las válvulas que conectan las aspiraciones e impulsiones de las bombas de carga (VMIAP32/33/34/41 y VM24/25/42/43), las de las líneas de caudal mínimo (VMIAP23/26/27/39), las de la línea de carga (VM1121, VM1122, VCF0122) y las líneas de aporte de agua a los cierres de las bombas del primario.

Se encuentran cerradas habitualmente las válvulas de las restantes vías de aspiración de

las bombas de carga desde el TAAR (VCN0115B/D) y los cambiadores de calor residual (VMRHR10A/B), etc. Se encuentran igualmente cerradas las válvulas motorizadas de los caminos de inyección a ramas frías (VMISA01A, VMISA01B, VMISA03A, VMISA03B) y cerradas y desenergizadas las de los caminos de recirculación a ramas frías y calientes (VMISA02, VMISA04A, VMISA04B).

En emergencia, este sistema puede funcionar en tres modos de operación diferentes.

#### **4.4.1. Modo de inyección**

En primer lugar, el sistema arranca en el denominado modo de inyección en el que se inyecta agua borada fría procedente del tanque de almacenamiento de agua de recarga (TAAR) en las ramas frías del circuito primario.

Este modo de funcionamiento tiene por objeto poner fin a cualquier aumento de reactividad posterior a un accidente, consiguiéndose a su vez una refrigeración inicial del núcleo y ayudar a compensar pérdidas de refrigerante y mantener la presión del primario en caso de LOCA.

El sistema se alinea automáticamente para funcionar en este modo de operación cuando se genera la señal de inyección de seguridad en el sistema de protección del estado sólido, teniendo entonces lugar las siguientes acciones en el sistema:

- Arranque de la bomba de carga que se mantenía en reserva.
- Aislamiento de la línea normal de carga (cierre de las válvulas VMIAP21 y VMIAP22).
- Apertura de las válvulas VCN0115B/D que aíslan la aspiración desde el TAAR.
- Cierre de las válvulas VCN0115C y VCN0115E que aíslan la aspiración desde el TCV.
- Apertura de las válvulas VMIAP01A/B y VMIAP03A/B que aíslan la salida y la entrada del TIB. En caso de fallo de dicha línea, se procederá a la apertura de la línea alternativa mediante VM-IAP02.

#### **4.4.2. Modo de recirculación a ramas frías**

Antes de agotarse la capacidad del TAAR, el agua recogida en los sumideros de la contención se inyecta de nuevo en las ramas frías del circuito primario tras una refrigeración previa en los cambiadores de calor residual RHRE01A/B del sistema de

inyección de seguridad de baja presión.

El realineamiento para el modo de recirculación a ramas frías es manual, habiéndose de efectuar las siguientes operaciones:

- Apertura de las válvulas VMRHR10A/B de aspiración desde los cambiadores de calor RHRE01A/B.
- Energizar y abrir la válvula VMIAP02.
- Establecer el aislamiento de trenes cerrando todas las válvulas motorizadas que unen las aspiraciones y descargas de las dos bombas de carga que estén en funcionamiento.
- Aislar las aspiraciones del TAAR cerrando las válvulas VCN0115B/D.

La fase de recirculación a ramas frías se considera finalizada varias horas después del inicio del accidente.

#### **4.4.3. Recirculación a ramas calientes**

La recirculación a ramas calientes se realiza esencialmente para evitar la ebullición de agua en dichas ramas y en la vasija del reactor y la consiguiente deposición de ácido bórico.

Las operaciones a efectuar para iniciar este modo de operación son las siguientes:

- Comprobación de las bombas de carga en funcionamiento.
- Aislamiento de las líneas de inyección a ramas frías cerrando las válvulas VMIAP02, VMIAP01A, VMIAP01B, VMIAP03A y VMIAP03B.
- Apertura de las válvulas VMIAP04A y VMIAP04B de las vías de inyección a ramas calientes.

Las actuaciones manuales relevantes del sistema son básicamente las siguientes:

- Arranque y cambio de una bomba de carga
- Transferencia al modo de recirculación a ramas frías
- Actuación manual de las bombas de carga en caso de pérdida total de corriente alterna y ATWS
- Disparo de las bombas de carga

- Bloqueo del arranque de las bombas de carga.

#### **4.5. Sistema de Evacuación de Calor Residual / Inyección de Baja Presión (RHR)**

El sistema cumple tres funciones:

- Extraer del refrigerante primario la energía calorífica producida por el núcleo del reactor en aquellas situaciones en las que los generadores de vapor no pueden desempeñar esta función, como ocurre durante el enfriamiento a parada fría.
- Suministrar agua borada desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga (TAAR) a las ramas frías durante la fase de inyección de baja presión para compensar las pérdidas de refrigerante que tienen lugar en el caso de LOCA, o aspirar de los sumideros de contención inyectando a las ramas frías o calientes durante la etapa de recirculación proporcionando una refrigeración a largo plazo del núcleo del reactor.
- Aportar agua a la inyección de alta presión en recirculación

Los elementos principales del sistema son las bombas y los cambiadores de calor residual (RHRP01A/B y RHRE01A/B, respectivamente).

El sistema consta de dos lazos diferenciados, la bomba RHRP01A aspira de la rama caliente lazo 1 y la bomba RHRP01B aspira de la rama caliente lazo 2, utilizándose estas conexiones durante el enfriamiento normal a parada fría, o por la ocurrencia de algún accidente de pérdida de refrigerante del primario (p.e.: LOCA muy pequeño o rotura de tubos de GV) en el que se intenta despresurizar el primario para llegar a alcanzar las condiciones de entrada del sistema de evacuación de calor residual.

Las tuberías de los trenes A y B, están unidas antes de entrar en contención por un colector del que parte una tubería que penetra en contención bifurcándose hacia las ramas calientes de los lazos 1 y 2.

Los trenes A y B del sistema de evacuación de calor residual del reactor continúan hasta penetrar a contención, uniéndose ya dentro de contención mediante un colector desde el que se inyecta a las ramas frías.

En las aspiraciones de las bombas RHRP01A/ B desde las ramas calientes se encuentran dos válvulas motorizadas VMRHR07A/ B y VM-RHR06A/ B; dichas válvulas están normalmente cerradas y desenergizadas en operación a potencia.

El aislamiento entre el sistema del refrigerante del reactor y la descarga de las bombas de evacuación de calor residual se realiza mediante tres válvulas de retención en serie para cada línea, puesto que las válvulas motorizadas VMRHR03A y VMRHR03B de tren B están abiertas y desenergizadas, cerrándose sólo durante la fase de recirculación a ramas calientes.

Las dos líneas procedentes del tanque de recarga, TAAR, hasta la aspiración de las bombas disponen de sendas válvulas motorizadas VMRHR11A/ B, que están normalmente abiertas de forma que el camino de aspiración esté siempre franco.

Cada conexión con los sumideros A y B de recirculación disponen de una válvula motorizada de compuerta de aislamiento de la contención, VMRC12 para el sumidero A y VMRC14 para el sumidero B.

En el caso de pérdida de refrigerante del reactor, si se vacía el TAAR y la presión del primario es superior a la de corte de las bombas RHR, éstas actúan como refuerzo de las bombas de carga, alimentando su colector de aspiración por sendas líneas que parten de la descarga de los cambiadores RHRE01A/B a través dos válvulas de compuerta motorizadas normalmente cerradas, VMRHR10A/B.

Las válvulas de seguridad RHR012 del tren A y RHR013 del tren B actuarán para mitigar las consecuencias de una apertura o rotura de las válvulas de aislamiento estando el primario por encima de 42 kg/cm<sup>2</sup>.

Las válvulas de aspiración de las bombas del RHR se abrirán cuando se quiera llevar la planta a una parada fría. De las cuatro válvulas, dos de ellas, VMRHR06A y VMRHR07B, tienen un sistema de enclavamiento de forma que no pueden abrirse manualmente a no ser que la presión en la rama caliente sea igual o menor a 25,9 kg/cm<sup>2</sup>.

Las bombas del RHR pueden actuarse manualmente desde la SC y arrancan automáticamente cuando exista señal de Inyección de Seguridad.

Para evitar la vibración y sobrecalentamiento de las bombas ante un bajo caudal se

disponen de dos líneas de recirculación con una válvula de control de caudal, VCF0602A/B; esta válvula se actúa manualmente desde la SC o automáticamente, mediante una señal procedente de un interruptor de caudal situado en la descarga, que abre la válvula cuando el caudal es inferior a  $115 \text{ m}^3/\text{h}$ . y la cierra cuando supera los  $230 \text{ m}^3/\text{h}$ .

Durante la operación normal la aspiración de las bombas RHRP01A/B permanece aislada de los lazos, estando franca la aspiración desde el TAAR, La descarga a las ramas frías está siempre franca, solo aislada por las válvulas de retención.

En la parada, se lleva al sistema primario desde las condiciones de espera caliente en condiciones de cero carga hasta las condiciones de parada fría,  $T_{\text{RCS}} \leq 93^\circ\text{C}$ . Para ello, se abre la comunicación de las ramas calientes con la aspiración las bombas y ajustado el caudal de by-pass de los cambiadores, se abre la comunicación de las ramas calientes con la aspiración de las bombas.

Al generarse por causa de un accidente o manualmente señal de Inyección de Seguridad, se produce la señal automática de arranque de las bombas de inyección de seguridad de baja presión (RHRP01A/B), la apertura de las válvulas de aspiración de las bombas RHRP01A/B desde el tanque de almacenamiento de agua de recarga, y la apertura de las válvulas de aislamiento de los intercambiadores de calor VMARS01, VMARS05, VMARS07 y VMARS08. Después de haberse producido señal de Inyección de Seguridad, y cuando la presión del refrigerante del reactor sea menor de  $13,8 \text{ Kg/cm}^2$ , las bombas inyectarán agua borada procedente del tanque de almacenamiento de agua de recarga al núcleo del reactor a través de las ramas frías del sistema primario.

Cuando descienda el nivel del Tanque de Agua de Recarga y actúen por bajo nivel dos de los cuatro canales existentes en dicho tanque, se origina la orden de Recirculación Semiautomática RSA por ambos trenes.

Esta señal genera orden de apertura para las válvulas VMRC12 y VMRC14, con el fin de permitir a las Bombas de Evacuación de Calor Residual aspirar de los sumideros de recirculación; esta señal también genera los permisos de cierre para las válvulas VMRHR11A y VMRHR11B con el fin de cerrar a las bombas la aspiración desde el tanque de agua de recarga.

Las válvulas de interconexión de trenes A y B VMRHR04A y VMRHR04B se llevan a la posición de cierre desde SC, para independizar los trenes.



En la fase de recirculación a ramas frías, si la presión del primario no ha descendido lo necesario para que los sistemas de baja presión intervengan, se alinearán las bombas de baja presión RHRP01A/ B con la aspiración de las bombas de carga IAPP01A/ B/ C abriéndose las válvulas VMRHR10A y VMRHR10B y cerrando las de inyección a ramas frías VMRHR03A/ B y la interconexión entre trenes VMRHR04A/ B.

Varias horas después del inicio del accidente se comenzará la recirculación a las ramas calientes, para lo cual el operador realizará desde la SC las operaciones siguientes:

- a. Cierre de las válvulas VMRHR03A y VMRHR03B de paso hacia el colector de inyección de baja presión a las ramas frías.
- b. Apertura de las válvulas VMRHR04A y VMRHR04B, que se habían cerrado en recirculación a ramas frías, y apertura de la válvula VMRHR05, que da paso a las líneas de recirculación a ramas calientes; con este alineamiento, las bombas de baja presión RHRP01A/B habrán pasado a descargar desde los sumideros a las ramas calientes de los lazos.

Las actuaciones manuales relevantes del sistema son básicamente las siguientes:

- Arranque/ parada bombas según sea necesario
- Antes de iniciar la recirculación a ramas frías, el operador deberá reponer la señal de IS para cierre de las válvulas VMRHR11A y B.
- En recirculación a ramas frías, el operador deberá cerrar las válvulas VMRHR04A y VMRHR04B para independizar los trenes.
- En recirculación a ramas calientes, el operador deberá cerrar las válvulas VMRHR03A y VMRHR03B y abrir las válvulas VMRHR04A/ B y VMRHR05.
- Apoyo a las bombas de carga en recirculación, cuando deba inyectarse agua a través de las bombas de carga, el operador cerrará las válvulas VMRHR03A/B y VMRHR04A/B y VM-1404B y abrirá las VMRHR10A/B.
- Para refrigeración a largo plazo, el operador abrirá las válvulas VMRHR06A/B y VMRHR07A/B, cerrará las válvulas VMRHR11A/B y arrancará las bombas RHRP01A/B.

#### **4.6. Sistemas de Agua de Refrigeración de las Salvaguardias Tecnológicas (ARS) y Agua de Servicio de las**

## Salvaguardias Tecnológicas (ASS)

Estos sistemas se describen de forma conjunta por la estrecha relación entre ellos.

El sistema ARS transfiere la carga térmica procedente de los componentes de la planta relacionados con la seguridad hasta un sumidero final de calor durante las operaciones normal y de emergencia.

Durante la operación normal, el sumidero de calor del sistema ARS es el sistema de agua de servicio para componentes y durante la emergencia es el sistema ASS, cuando el sistema de agua de servicio para componentes no está disponible o es insuficiente.

El sistema ASS toma la carga de calor del ARS y la disipa a la atmósfera a través de las torres de refrigeración de salvaguardias.

El sistema ARS consta de dos lazos cerrados, del 100% de capacidad cada uno, constando de un cambiador de calor de aislamiento de salvaguardias (ARSE05A/B) conectado por el lado tubos con el sistema de agua de servicio para componentes, un cambiador de calor de las salvaguardias (ARSE01A/B) conectado por el lado tubos con el sistema ASS, dos bombas de agua de refrigeración de las salvaguardias (ARSP03A/C para el tren A y ARSP03B/D para el tren B), un tanque de equilibrio (ARST02A/B) y de las correspondientes tuberías y válvulas.

Cada una de las bombas de agua de refrigeración de salvaguardias tiene el 100% de la capacidad requerida por su tren asociado, cuando no se necesita el cambiador de evacuación de calor residual, y del 50% en caso contrario.

Cada uno de estos lazos refrigera a los siguientes componentes o sistemas:

- Unidades de refrigeración normal y de emergencia de la contención.
- Cambiador y bomba de calor residual de evacuación de calor residual (sistema RHR)
- Bomba de rociado del recinto de la contención (sistema RC).
- Bombas de carga (sistema IAP).
- Sellos de las BRR.
- Motores de las bombas de refrigeración de salvaguardias

El sistema ASS consta de dos lazos idénticos entre sí e independientes.

Cada tren está constituido por una torre de refrigeración con su pozo colector de agua, de donde aspiran dos bombas de agua de servicios que impulsan el agua por medio de sus líneas al cambiador de calor de salvaguardias y a los propios del Generador Diésel de Emergencia conectado a este tren, retornando finalmente a la parte alta de la torre.

Cada una de las bombas de agua de servicio de salvaguardias tiene el 100% de la capacidad requerida por su tren asociado.

Cada uno de estos lazos comprende los siguientes equipos:

- Una torre de Refrigeración de las Salvaguardias ASSE01A/B.
- Tres motoventiladores de la torre ASSA04A/B/C (para el tren A) y ASSA04D/E/F (para el tren B).
- Dos bombas de Agua de Servicios de las Salvaguardias ASSP03A/C (para el tren A) y ASSP03B/D (para el tren B).
- Un cambiador de calor de Salvaguardias, compartido con el sistema ARS, ARSE01A/B para trenes A y B respectivamente.

Cada una de las torres dispone de dos aportes de agua, uno de calidad química controlada, procedente del sistema de agua tratada y otro de calidad química no controlada procedente de la balsa de reposición a las torres de salvaguardias C/ASST07.

Los dos colectores se alimentan directamente de la balsa de reposición a las torres de salvaguardias a través de válvulas de aislamiento motorizadas: C/VMAS23, C/VMAS24 para el primer colector, y C/VMAS25, C/VMAS26, para el segundo.

En operación normal, están en funcionamiento los dos lazos del sistema ARS. En cada lazo se opera únicamente con una de las dos bombas de refrigeración de salvaguardias y la carga térmica usualmente es evacuada por el cambiador de aislamiento de salvaguardias al sistema de agua de servicio para componentes.

Si en uno de los trenes el cambiador de aislamiento o el sistema de agua de servicio de componentes no están disponibles, se puede evacuar la carga térmica a la atmósfera a través del sistema ASS, con el cambiador de salvaguardias, una de las bombas de agua de servicio de salvaguardias y la correspondiente torre de refrigeración.

Si el cambiador de aislamiento de salvaguardias está en operación no se requiere el funcionamiento del lazo asociado del sistema ASS, que se encuentra en espera.

El cambiador de aislamiento de salvaguardias y una única bomba de agua de refrigeración de salvaguardias son capaces de evacuar la carga térmica de operación normal y de parada caliente, y, en general, de cualquier situación en la que el cambiador de evacuación de calor residual esté aislado; el funcionamiento de este cambiador requiere la operación de las dos bombas de ARS del tren correspondiente y la utilización del sistema ASS para evacuar la carga térmica, ya que el cambiador de calor de aislamiento de salvaguardias sería insuficiente.

Los sistemas ARS y ASS pasan al modo de operación de emergencia con señal de pérdida de potencia exterior (PPE) o inyección de seguridad (IS).

Al iniciarse esta situación arrancan las bombas de ambos sistemas y los ventiladores de las torres de ASS.

En el sistema ASS, que normalmente está parado antes de una condición de emergencia, se recibe orden de arranque de la bomba de cada tren que esté seleccionada en ese momento, la otra bomba queda en espera para arrancar por disparo de la que está seleccionada o por baja presión en el colector.

Adicionalmente, el sistema ASS entra en funcionamiento, de forma automática cuando no existiendo señales ni de PPE ni de IS, se produce la pérdida del sistema de agua de servicio de componentes, a través de la señal de baja presión en la caja de aguas de entrada del lado tubos de los cambiadores de calor de aislamiento de las Salvaguardias.

Estos sistemas funcionan automáticamente y no requieren más acciones humanas que las de vigilancia y apoyo a las funciones automáticas de los componentes excepto en el caso de pérdida total de corriente alterna en las barras de salvaguardias, en la que el operador debe poner los interruptores de una serie de equipos en posición de bloqueo, para evitar la posibilidad de arranques automáticos indeseados. Al producirse la recuperación de tensión en alguna de las barras, deberá desbloquear el equipo correspondiente y proceder a su arranque según sea necesario, principalmente las bombas de agua de servicios de salvaguardias y las bombas de agua de refrigeración de salvaguardias.

## 5. Formación en Escenarios Significativos para el Riesgo

La Instrucción de Seguridad IS-11 [Ref.1] del CSN, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, establece los criterios generales que se deben cumplir en relación con las licencias de personal de operación de las centrales nucleares que concede el CSN.

Esta instrucción indica, tanto en el entrenamiento inicial para aspirantes a licencia como entrenamiento anual para personal con licencia, que las horas dedicadas al entrenamiento en el simulador deberán ser suficientes para garantizar que se adquiere o mantiene la capacidad para operar, controlar o dirigir el estado y evolución de la central desde su puesto de trabajo, en condiciones normales, transitorias y de accidente, siguiendo el correspondiente programa de entrenamiento. El entrenamiento en simulador comprenderá las situaciones operativas indicadas en el programa de Formación, combinadas adecuadamente con las secuencias accidentales que más contribuyen al riesgo, deducidas de los análisis probabilistas de seguridad de la instalación para la que se solicita la licencia.

Para la obtención inicial de la licencia de operador, uno de los módulos sobre los que se desarrolla el examen es el relativo a los resultados del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de la central, conceptos básicos, resultados más significativos del APS relativos a sucesos iniciadores, secuencias accidentales, combinaciones de fallos de componentes y errores humanos (conjuntos mínimos de fallo más significativos), modos de fallo simple y de causa común, indisponibilidades por pruebas y mantenimiento, errores humanos que más contribuyen al riesgo y acciones de recuperación.

Para la obtención de la licencia de supervisor, y relacionado con el APS se incluyen además de lo requerido para la licencia de operador, resultados de la cuantificación del riesgo a potencia y en parada, resultados del APS nivel 2, principales secuencias accidentales tras la fusión del núcleo y las acciones humanas significativas, modos dominantes de fallo de la contención.

Para la selección de escenarios y acciones humanas que se entrenan en el simulador, se siguen básicamente las directrices transmitidas por el CSN en el documento, "Metodología

para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador", resumido en los siguientes puntos:

1. Seleccionar todos los sucesos iniciadores identificados en el APS.
2. Para cada suceso iniciador, identificar todas las secuencias de fallo no truncadas en la cuantificación final, agrupando cada una de ellas con sus correspondientes secuencias asociadas de éxito. De este modo, las secuencias quedan agrupadas en un conjunto de Escenarios (cada secuencia de fallo con sus asociados de éxito).
3. Eliminar del proceso anterior aquellos escenarios que desde el punto de vista de entrenamiento sean asimilables por ser semejantes y las diferencias aporten nulo valor didáctico.
4. Obtener el listado de tareas tipo 3 [acciones humanas] ordenadas por medida de importancia de aumento del riesgo (RAW), por medida de importancia de reducción del riesgo (RRW) y por valor de su probabilidad de error humano ( $p$ ).
5. Seleccionar de los listados anteriores aquellas tareas de mayor significación, según un valor umbral para cada uno de los 3 criterios de ordenación.
6. Eliminar del conjunto resultante aquellas tareas de la misma naturaleza que puedan ser asimiladas a otra de mayor dificultad (menor tiempo disponible), de modo que se garantice que la tarea seleccionada envolvente recoge todos los aspectos didácticos necesarios.
7. Asociar a cada Escenario resultante del punto 3, las tareas obtenidas del apartado anterior que se encuentren incluidas. El resultado será un conjunto de escenarios con un paquete de tareas asociadas a cada uno de ellos.

## 6. APS como herramienta

Los Análisis Probabilistas de Seguridad constituyen una técnica analítica que permite la integración, de los diversos aspectos de diseño y operación, en un mismo proceso de evaluación.

La aplicación tradicional que se ha hecho en la industria nuclear de las técnicas probabilistas ha sido orientada hacia la evaluación de la seguridad de las instalaciones, sí bien como consecuencia de los resultados obtenidos con los APS, ciertas compañías han ampliado el campo de aplicación de estas metodologías al terreno de la mejora de la disponibilidad de las plantas.

El desarrollo alcanzado en la aplicación de los APS ha permitido un avance diferencial notable en ciertas técnicas y metodologías, como por ejemplo, en el análisis de fiabilidad humana, el análisis de fallos de causa común o el análisis de incertidumbre.

El objetivo fundamental que se persigue conseguir al acometer un Análisis Probabilista de Seguridad consiste en alcanzar como resultado del mismo un proyecto equilibrado de la central bajo la perspectiva de la seguridad, sin puntos débiles del diseño en operación que puedan constituir un cuello de botella en la importante inversión realizada en la instalación en materia de seguridad.

La perspectiva que proporciona un APS sobre la seguridad de la instalación, por su característica integradora de disciplinas diversas del diseño y de los aspectos específicos de la operación, da lugar a unos resultados difíciles de obtener por otras técnicas de análisis. En las plantas en fase de operación, dichos resultados se plasman a menudo en recomendaciones sobre procedimientos o prácticas de operación, y programas de formación, siendo eventuales las modificaciones de diseño.

Los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) constituyen una técnica de análisis de riesgos mediante la cual se llega a una estimación cuantitativa del riesgo de accidentes y a una modelación de la instalación que consiste en el desglose de las posibles secuencias de acontecimientos que pudieran conducir a un accidente y, dentro de cada secuencia, de las posibles combinaciones de sucesos elementales que la pueden causar. Mediante los APS se puede llegar a distinguir la importancia para la seguridad de lo contenido en dichos

análisis, que, son básicamente aspectos del diseño, procedimientos y prácticas operativas de la misma.

Los titulares de las centrales nucleares deben realizar un análisis probabilista de los riesgos que conlleva la operación de su central, para verificar que todos los escenarios potenciales de riesgo de la misma, incluyendo fallos múltiples, fallos de causa común y errores humanos se realizan teniendo en cuenta los factores que pueden influir en el comportamiento humano en todos los estados de la planta.

Los objetivos de la realización del Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de Nivel 1 de Sucesos Internos en Operación a Potencia son los siguientes:

- Identificación de los tipos más probables de secuencias de sucesos que podrían llevar a una situación de daño al núcleo del reactor.
- Continuar detectando aspectos débiles de la seguridad y que contribuyan más a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo.
- Continuar reforzando, mediante cambios de diseño, procedimientos o prácticas operativas, los aspectos identificados como contribuyentes significativos a la probabilidad de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo, cuando sea preciso o cuando sea aconsejable desde un punto de vista coste-beneficio.
- Estimación de la frecuencia de ocurrencia de accidentes con daño al núcleo.
- Disponer de un modelo de la central y de unas técnicas analíticas susceptibles de ser utilizadas para la realización de aplicaciones y como apoyo en la toma de decisiones sobre aspectos de operación o requisitos de licenciamiento.

La metodología empleada para la realización del Análisis Probabilista de Seguridad cumple los requisitos establecidos en la guía de procedimientos publicada por la U.S.NRC como NUREG/CR-2815 "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide" [Ref.2] y sigue las líneas metodológicas recomendadas por la guía SSG-3 de la IAEA, "Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants" [Ref.3].

Las principales etapas de la metodología son:

- ANALISIS DE SECUENCIAS DE ACCIDENTE
- ANALISIS DE SISTEMAS
- ANALISIS DE DATOS
- ANALISIS DE FIABILIDAD HUMANA



- CUANTIFICACION Y ANALISIS DE RESULTADOS

Las etapas citadas no se realizan de forma secuencial, hay una realimentación entre ellas durante el desarrollo del APS, tal y como se muestra en la figura 6.1.

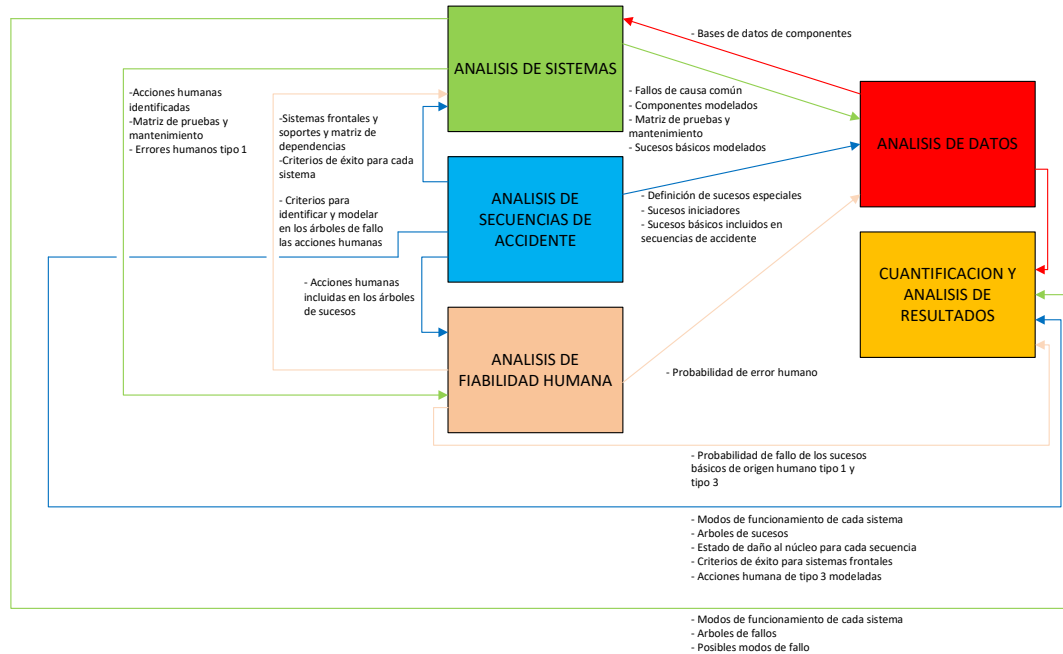


Figura 6.1 Relaciones entre las distintas etapas del APS

## 6.1. Análisis de Secuencias de Accidentes

El objeto de esta etapa del APS es la identificación de aquellas secuencias de accidente que pueden ocasionar daño al núcleo. La metodología para la realización de este análisis comprende las siguientes etapas:

- Identificación y agrupación de sucesos iniciadores
- Evaluación de sistemas y definición de criterios de éxito
- Delineación de los árboles de sucesos
- Definición de secuencias

### 6.1.1. Identificación y agrupación de sucesos iniciadores

El objetivo de esta etapa es identificar, con el mayor grado de extensión posible, los sucesos iniciadores internos (transitorios y accidentes con pérdida de refrigerante),

incluyendo las pérdidas de alimentaciones eléctricas exteriores, que pueden conducir a daño al núcleo.

Uno de los principales temas de atención del APS es el grado de acabado de la lista de sucesos iniciadores con objeto de minimizar la posibilidad de omitir un suceso iniciador significativo, para ello, se emplean tres diferentes aproximaciones.

1. Análisis de sucesos ocurridos en otros PWR

En esta aproximación se incluyen los sucesos iniciadores identificados en las categorías del documento EPRI/NP-2230 "Frequency Of Anticipated Transients" [Ref.4], y los recopilados en los "Nuclear Power Experiences" [Ref.5], para disparos ocurridos en centrales Westinghouse de tres lazos.

2. Análisis de sucesos ocurridos en la planta

Se analizan todos los informes de paradas de emergencia ocurridos en la planta para determinar las causas básicas de los mismos y la respuesta después de la parada (disparo); cada suceso se clasifica de acuerdo al EPRI/NP-2230 [Ref.4].

Se analizan, asimismo, los sucesos identificados en el Capítulo 15 del Informe Final de Seguridad [Ref.6], estudiando su evolución y se les asigna la categoría correspondiente del EPRI/NP-2230 [Ref.4].

3. Análisis de modos de fallo y efectos

La aproximación final es la realización de un análisis de modos de fallos y efectos para todos los sistemas soportes de la central. El objeto del análisis es determinar si el fallo de un sistema soporte produce el disparo del reactor y degrada o deja inoperables a los sistemas que esté apoyando.

Una vez identificados los sucesos iniciadores utilizando las aproximaciones anteriores, se comparan los resultados de las mismas para obtener una lista cualitativa de todos los sucesos iniciadores que se van a considerar en el análisis.

### **6.1.2. Definición de Criterios de Éxito**

Para la determinación de los criterios de éxito de los sistemas frontales se seguirán tres etapas:

1. Definición de los criterios de aceptación. Será necesario definir los criterios de aceptación para:

- Temperatura de la vaina del combustible (daño al núcleo).
  - Integridad de la contención (presión de fallo).
  - Integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor (presión de fallo).
2. Determinación de los sistemas que permitirán cumplir los criterios de aceptación.
- En una primera fase, se identifican los sistemas que pueden realizar una de las siguientes funciones de seguridad de forma tal que no se viole un criterio de aceptación:
- Control de reactividad (parada del reactor)
  - Control del inventario del refrigerante y de refrigeración del núcleo
  - Evacuación de calor del sistema del refrigerante del reactor
  - Control de la presión del refrigerante del reactor
  - Evacuación de calor residual (a largo plazo)

Se determina qué sistemas clasificados de salvaguardias pueden realizar directamente cualquiera de las funciones anteriores; estos sistemas son los denominados "Sistemas Frontales". Siguiendo este proceso se identifican qué sistemas (tales como alimentación eléctrica, refrigeración, etc.) son requeridos para soportar la operación de los sistemas frontales; estos sistemas son conocidos como "Sistemas Soportes".

Se construirá una "Matriz de Dependencias" mostrando las dependencias entre sistemas soportes y frontales así como entre sistemas soporte.

3. Definición del criterio de éxito de los distintos sistemas. Tras la identificación de los sistemas frontales que ejecutan cada función de seguridad, se desarrolla una tabla de criterios de éxito de sistemas para todos sus sucesos iniciadores. Tanto los criterios como las tablas se encuentran en el Anexo B.

En esta etapa no se tienen en cuenta los tiempos, indicándose solamente el criterio de éxito del sistema frontal, ya que el criterio de éxito de los sistemas soporte vendrá definido directamente por los requisitos de los sistemas frontales que les requieran.

Los criterios de éxito se basan esencialmente en los análisis específicos efectuados, o de la documentación genérica de referencia (Informe Final de Seguridad [Ref.6], WCAP de Westinghouse, análisis termohidráulicos con códigos RELAP, GOTHIC, MAAP...).

### 6.1.3. Delineación de árboles de sucesos

El árbol de sucesos es la principal herramienta analítica usada para modelar la respuesta de la central a continuación de un suceso iniciador. Los principios usados para desarrollar un árbol de sucesos están documentados en el "PRA Procedures Guide" NUREG/CR-2300 [Ref.7].

Las funciones consideradas a continuación de cada suceso iniciador son ejecutadas por uno o más sistemas frontales bien automáticamente o mediante acciones del operador. El árbol de sucesos contiene únicamente sistemas frontales o acciones del operador.

El desarrollo de cada árbol de sucesos se basa en análisis detallados de la secuencia de sucesos a continuación de cada suceso iniciador y un estudio de los procedimientos de operación de la planta que llevan al operador hacia ciertos caminos específicos de actuación. Los procedimientos de operación a emplear son los procedimientos basados en síntomas (ERG). La utilización de los procedimientos basados en síntomas para el desarrollo de los árboles de sucesos, supone la consideración de cómo evolucionan los diversos parámetros de la planta en función de la operabilidad de los sistemas y de las acciones previas de los operadores. A modo de ejemplo en el Anexo C.1 se detalla la generación del árbol de sucesos del suceso de LOCA pequeño (S2).

Las secuencias se analizan hasta el instante en que se considere que la planta ha alcanzado un estado estable. El estado real de la planta que se considere estable dependerá del suceso iniciador.

Para accidentes con pérdida de refrigerante se llegará a parada fría, para transitorios genéricos se llegará a parada caliente o espera en caliente. Así, por ejemplo, en el caso de LOCA grande, la condición de estabilidad sería la inyección de seguridad a baja presión en fase de recirculación y, para accidentes con pequeñas pérdidas de refrigerante, la inyección de seguridad a alta presión en fase de recirculación o la refrigeración de parada del sistema de extracción de calor residual.

Para transitorios la condición de parada caliente será el estado estable, en particular cuando se prevé que se podría realizar un retorno rápido a la operación a potencia (después de un disparo inadvertido).

#### **6.1.4. Definición de secuencias**

Una vez completada la construcción del árbol de sucesos, se definen las condiciones de contorno para cada función en cada secuencia con daño al núcleo con objeto de que dicha secuencia pueda ser cuantificada.

Se construye una tabla para cada grupo de sucesos iniciadores, donde queda reflejado el éxito o fallo de una función/sistema, así como sus distintos modos de funcionamiento para cada secuencia de dicho suceso iniciador.

### **6.2. Análisis de Sistemas**

El objetivo de la modelización de sistemas es el desarrollo de un modelo lógico (árbol de fallos) que represente el comportamiento de los componentes, desde el punto de vista del fallo, a fin de poder llegar a determinar, de forma cuantitativa, los conjuntos mínimos de fallo que originan la indisponibilidad de los modos de funcionamiento requeridos al sistema para realizar una función de seguridad, y con un determinado criterio de éxito.

El objetivo anteriormente indicado se satisface mediante la realización y revisión sistemática de las siguientes actividades dentro de cada sistema:

- Identificación y Recopilación de Información
- Definición de Límites e Interfases del Sistema
- Diagramas y Esquemas Simplificados
- Matriz de Dependencias
- Matriz de Pruebas y Mantenimiento
- Desarrollo del Árbol de Fallos

Para la realización de todas las actividades anteriores se parte de la documentación del proyecto y de otras tareas del APS.

### 6.2.1. Identificación y Recopilación de Información

Se entiende por sistema APS, el conjunto de componentes necesarios, dentro de los límites funcionales que se establezcan con otros sistemas, para satisfacer los criterios de éxito requeridos en las secuencias en las que aquél interviene. Esto puede coincidir con la definición de sistema dada en el proyecto, o bien con una parte del mismo, o incluir componentes de varios sistemas.

Antes de iniciar el desarrollo del árbol de fallos del sistema, se debe conocer el funcionamiento del mismo. Esto incluye la comprensión del sistema y de su función bajo todas las condiciones especificadas en los árboles de sucesos, así como identificar qué componentes deben operar y si dichas actuaciones son manuales y/o automáticas.

Para llevar a cabo este estudio se deberá identificar y recopilar la documentación específica del sistema a analizar. Entre la información de proyecto necesaria cabe destacar:

- Descripción del sistema
- Diagramas de tubería e instrumentación
- Diagramas lógicos (Eléctricos y de Control)
- Esquemas de control y cableado
- Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
- Procedimientos de Pruebas de Vigilancia Periódica
- Estudio Final de Seguridad
- Procedimientos de Mantenimiento
- Procedimientos de Operación Normal y de Emergencia

Además, se deberá disponer de la información generada en otras tareas:

- De la tarea de Análisis de Secuencias de Accidentes:
  - Lista de sistemas a considerar en el APS, clasificados como sistemas frontales y soportes
  - Criterio o criterios de éxito de cada sistema a modelar
  - Matriz de Dependencias entre sistemas frontales y soportes
- De la tarea de Análisis de Datos:
  - Base de Datos de componentes para la cuantificación de sistemas,
- De la tarea de Fiabilidad Humana:

- Criterios para identificar y modelar en los árboles de fallos las acciones humanas.

### 6.2.2. Definición de Límites e Interfases del Sistema

Para cada sistema del APS se desarrollará un modelo (árbol de fallos), que se identificará mediante dos letras (MM). Los sistemas que se desarrollan en el APS son:

- AA Agua de Alimentación Auxiliar
- AB Sistema de Ácido Bórico
- AC Aislamiento de Contención
- AG Aislamiento de los Generadores de Vapor
- AI Aire Comprimido de Instrumentos
- AM AMSAC
- BC Barras de 125 Vcc
- BF Barras de 15 Vcc
- BI Barras de Instrumentación-Tensión Segura
- BT Reposición a barreras térmicas de las BRR
- BV Barras Vitales
- CA Corriente Alterna de Emergencia (sin diésel)
- CS Rociado de Contención
- CV Control Químico y Volumétrico
- FC Refrigeración de la Contención
- GA Generador Diésel alternativo de SBO
- GD Generadores Diésel
- IA Inyección de Acumuladores
- IH Inyección a alta presión (excluido acumuladores)
- IL Inyección a Baja Presión
- MT Relés de Mínima Tensión y D.C.E por PPE
- PK Protección de Estado Sólido (SSPS)
- PR Control y Protección del Reactor
- RC Agua de Refrigeración de Componentes
- RH Evacuación de Calor Residual (RHR)
- RR Control Presión Primario (alivio-seguridad presionador)

- RS Agua de Refrigeración de Salvaguardias
- SC Agua de Servicio de Componentes
- SQ Secuenciador de Salvaguardias
- SS Agua de Servicio de Salvaguardias
- TB Disparo de turbina
- VE Ventiladores de Extracción Salas Instr. Edificio de Control
- VP Vapor Principal (aislam., alivio, seg. y bypass)

### 6.2.3. Diagramas y esquemas simplificados

Dado que no toda la información contenida en los planos de diseño de la instalación (TEI, unifilares, etc.) es precisa para el desarrollo de los árboles de fallo, se confeccionarán diagramas y esquemas simplificados de los mismos.

La obtención del diagrama de flujo simplificado se basará en la eliminación de aquellos componentes que no afectan a la funcionalidad y criterio de éxito del sistema.

### 6.2.4. Matriz de Dependencias

Se construye una matriz de dependencias para cada sistema frontal o soporte, en la cual se relacionan los componentes o sistemas soporte que afectan a la operabilidad de cada uno de los componentes que forman parte del sistema a analizar. Sólo se deben considerar las dependencias que se requieran en el modo de funcionamiento modelado en el árbol de fallos y no todas las que puedan existir en otros modos de funcionamiento no recogidos en el modelo.

Como dependencias funcionales para componentes pueden citarse:

- Alimentaciones eléctricas de c.a. y c.c.
- Sistemas de control (SSPS y secuenciador)
- Sistemas de refrigeración
- Sistemas de suministro de aceite/combustible
- Refrigeración de salas
- Aire de instrumentos

### 6.2.5. Matrices de Pruebas y Mantenimiento

Además de los fallos físicos que conducen a la indisponibilidad de un sistema, las



actividades de pruebas y mantenimiento pueden también contribuir de un modo significativo a dicha indisponibilidad. Esta depende de las frecuencias con que se realizan las pruebas y mantenimiento, de las acciones u operaciones que realiza el personal y del tiempo empleado en las mismas.

La información sobre la indisponibilidad de un equipo debido a pruebas y mantenimiento se obtendrá, generalmente, de los procedimientos o registros de pruebas y de mantenimiento, o de consultas con personal de operación

#### **6.2.6. Desarrollo del Árbol de fallos**

El árbol de fallos es un desarrollo lógico a nivel de sucesos básicos que muestra todos los caminos que conducen al fallo del sistema (suceso principal). El desarrollo en orden descendente, es desde el fallo del sistema (suceso principal) al fallo del componente (sucesos básicos), pasando por el fallo de los tramos.

Para cada sistema frontal y soporte identificado para cada uno de los sucesos iniciadores que pueden conducir a una secuencia de accidente (Tarea de Análisis de Secuencias de Accidente), se confecciona un árbol de fallos que expresa las posibles combinaciones de sucesos que conduzcan al fallo del sistema en los distintos modos de operación (tanto del sistema como de la planta) requeridos para el mismo.

Los elementos que aparecen comúnmente en los árboles de fallo se muestran en la tabla 6.1.

En el Anexo C.2 se encuentra como ejemplo el árbol de fallos del sistema de Control de presión.

Los árboles de fallo de cada sistema deben recoger todas las dependencias funcionales entre los componentes del sistema, que se identificarán como fallos aleatorios de componentes e indisponibilidades por pruebas y/o mantenimiento (que se realicen durante la operación a potencia).

Los árboles de fallo también recogen los posibles errores humanos que afecten al sistema. En los árboles de fallo se incluyen los errores humanos que hayan tenido lugar antes del accidente (Tipo 1), humanos durante pruebas, mantenimientos y realineamientos operativos cuya consecuencia sea el posicionamiento erróneo (incluyendo la no retirada de puentes y la no reposición de alimentación eléctrica) de los equipos y componentes manipulados. También se incluirán los errores de calibración de la instrumentación, las

válvulas de seguridad y los relés temporizados.

Además se incluirán aquellos otros errores humanos que se produzcan como respuesta al accidente, siempre que estén recogidos en procedimientos (Tipo 3) y cuya selección es objeto principal del presente proyecto.

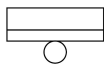
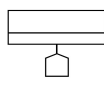
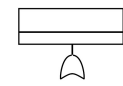
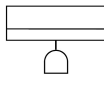
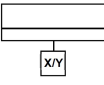
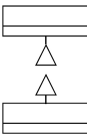
Suceso básico.		Describe un suceso básico iniciador de fallo que no requiere mayor desarrollo.
Suceso "casa"		Este símbolo representa un suceso que no es en sí mismo un fallo. El suceso actúa como un interruptor tomando los valores de 1 ó 0, al estar en "funcionamiento" o "no funcionamiento".
Puerta "O"		Es la puerta que se usa para mostrar que el suceso de salida ocurre sólo si uno o más de los sucesos entrada ocurren.
Puerta "Y"		La puerta se usa para mostrar que el suceso de salida ocurre sólo si todos los sucesos entrada ocurren.
Puerta combinada.		Se usa para mostrar que el suceso salida ocurre sólo si X sucesos entrada de los Y posibles ocurren.
Símbolos de transferencia.		Los triángulos son símbolos de transferencia generalmente usados para catalogar convenientemente las numerosas páginas que forman un árbol de fallos.

Tabla 6.1 Elementos básicos de un árbol de fallos

### 6.3. Análisis de Datos

Las bases de datos de cada proyecto APS contienen las estimaciones de parámetros necesarias para evaluar las probabilidades de todos los sucesos básicos de fallo (independiente y de causa común) del modelo lógico de la planta, las indisponibilidades de componentes debidas a mantenimiento y/o pruebas, y las frecuencias de los sucesos iniciadores; además, contiene las estimaciones de parámetros de las probabilidades de errores humanos asociados a sucesos básicos incluidos en los árboles de fallo.

Existen dos tipos de bases de datos:

- Base de Datos Genérica de Componentes
- Base de Datos de Parámetros de Sucesos Iniciadores, Sucesos Básicos de Fallo (independientes y de causa común), Indisponibilidades por Pruebas / Mantenimiento y Sucesos Especiales.

### **6.3.1. Elaboración de la base de datos genérica**

Una vez definidos los tipos de componentes a modelar, sus posibles modos de fallo y los límites físicos asociados a cada uno, se realiza un trabajo de búsqueda y selección de las fuentes de datos disponibles para obtener las estimaciones, con origen genérico (es decir, no basada en datos propios de la instalación).

Son varias las fuentes de datos existentes, las cuales pueden dividirse en las que se basan en datos reales de sucesos acaecidos en diversas plantas, cuyos estimadores puntuales e incertidumbre han sido o deben ser calculados, y las que aportan directamente estimaciones basadas en consensos de expertos.

Se utiliza como fuente base el Documento de Base de Datos Genérica de las CCNNEE [Ref.8], consensuado con el CSN. Esta base de datos se complementa con otras fuentes, para aquellos componentes y modos de fallo para los que no se disponga de datos en la fuente primaria. El objeto de utilizar una fuente de datos de referencia es lograr una base de datos genérica de componentes lo más homogénea posible, ya que en cada fuente de datos se utilizan unos criterios ligeramente distintos para seleccionar el valor de las probabilidades de fallo a la demanda o tasas de fallos.

Estos datos se utilizan para estimar la probabilidad de fallos de componentes para los que no es viable establecer valores a partir de datos de planta o para dotar de robustez a aquellos tipos de componentes donde la estadística de planta existe pero es insuficiente.

### **6.3.2. Elaboración de la base de datos de parámetros de sucesos iniciadores, sucesos básicos de fallo (independientes y de causa común), indisponibilidades por pruebas / mantenimiento y sucesos especiales.**

#### **Estimación de las frecuencias de sucesos iniciadores**

Una vez identificados los diferentes sucesos iniciadores, que inician una secuencia de accidente, se procede a estimar una frecuencia de ocurrencia para cada grupo que requiera de los mismos sistemas para evitar que su ocurrencia progrese.

Para ello, se realiza una clasificación de los sucesos iniciadores en función de la frecuencia esperada de ocurrencia:

- Sucesos que no han ocurrido nunca  
Para este tipo de sucesos iniciadores (LOCA grande, LOCA intermedio causado por rotura de tubería o Rotura de Vasija, etc.), la frecuencia se obtendrá a partir de bases de datos genéricas (NUREG/CR-5750, WASH-1400, ASEP, NUREG/CR-4407) [Ref. 9 a 12]) o del análisis de experiencia operacional de centrales de diseño.
- Sucesos iniciadores poco frecuentes  
Para este tipo de sucesos, que acontecen con poca frecuencia en las plantas (apertura de válvula de alivio del presionador bloqueada en posición abierta, rotura de agua de alimentación principal, roturas en líneas de vapor principal, LOCA en RHR en parada, etc.), la frecuencia se obtendrá mediante el análisis de la experiencia de explotación de las plantas bajo estudio.
- Sucesos frecuentes o relativamente frecuentes  
Para este tipo de sucesos, que acontecen con cierta frecuencia, por ejemplo, pérdida de energía eléctrica exterior, disparo de reactor y turbina, señal de inyección de seguridad espuria o inadvertida, la frecuencia se obtendrá a partir de la experiencia de explotación de la propia planta.
- Sucesos con características de diseño propias de la planta  
Para este tipo de sucesos, normalmente pérdidas de sistemas soportes, por ejemplo, pérdidas de sistemas de agua de refrigeración, especialmente dominados por las características de diseño propias del sistema, la frecuencia se

podrá obtener mediante la construcción de modelos simplificados de árboles de fallo.

### **Sucesos básicos de indisponibilidad por pruebas/ mantenimiento**

Se entiende por indisponibilidad por pruebas o mantenimientos, la probabilidad de que cuando se requiera que un componente o tramo cumpla su función, éste se encuentre inoperable por estar sometido a pruebas o porque se le esté realizando un mantenimiento.

Las indisponibilidades debidas a pruebas se estiman a partir de las duraciones de indisponibilidad estimadas en cada intervención:

### **Sucesos básicos de fallo independiente**

Para la realización de esta estimación es necesario recopilar información relativa a número de fallos y tiempo en funcionamiento, en demanda y en espera, y el número de demandas.

## **6.4. Análisis de Fiabilidad Humana**

Un adecuado tratamiento de las acciones humanas dentro del Análisis Probabilista de Seguridad es una de las claves para una comprensión realista de las secuencias de accidente y de su importancia relativa sobre el riesgo global.

Para realizar un análisis de fiabilidad humana adecuado es necesario disponer de un marco de trabajo estructurado que permita incorporar las interacciones humanas en el APS.

El análisis de fiabilidad humana está fundamentalmente dividido en cinco tareas:

- DEFINICION E IDENTIFICACION DE LAS ACCIONES DE LOS OPERADORES
- SELECCION DE ACCIONES PARA ANALISIS DETALLADO
- ANALISIS DETALLADO
- CUANTIFICACION
- DOCUMENTACION

### **6.4.1. Definición e identificación de las acciones de los operadores**

El punto de arranque del Análisis de Fiabilidad Humana es la definición de las acciones

humanas que se van a modelar, la determinación de los modelos que se van a utilizar para su representación y cuantificación, y la información sobre la forma en que deben incluirse las acciones de los operadores y del personal involucrado en pruebas, mantenimiento y calibración, en los árboles de fallos y de sucesos. La documentación requerida para la definición de las acciones incluye procedimientos de vigilancia, procedimientos de pruebas y/o mantenimiento, instrucciones de operación de emergencia, informes relacionados con incidentes de operación así como la derivada de otros APS.

Una vez desarrollada esta primera etapa, los análisis de sistemas y de árboles de sucesos proporcionan, para los análisis de fiabilidad humana, una lista con todas las acciones identificadas así como una descripción de cada una de ellas. A continuación el conjunto completo de acciones de los operadores se examina y divide en los cinco grupos de tipos de acciones definidos en el siguiente apartado, lo que permite el análisis y cuantificación de cada uno de ellos y de las acciones que incluyen, de una forma clara y consistente.

#### Tipos de acciones humanas

Los cinco tipos de acciones humanas son:

1. Acciones relacionadas con pruebas, mantenimientos, calibraciones y realineamientos anteriores al suceso iniciador.
2. Acciones humanas relacionadas con sucesos iniciadores.
3. Acciones humanas que mejoran las condiciones de un accidente mediante una respuesta correcta a los sucesos.
4. Acciones humanas que empeoran las condiciones de un accidente debido a la toma de acciones incorrectas.
5. Mejora de las condiciones de un accidente, en progreso, mediante acciones que no estén específicamente incluidas en los procedimientos.

#### Tipo 1

Las acciones que conducen a fallos de este tipo consisten en errores de calibración, errores después de pruebas o mantenimiento o en realineamientos que degraden la fiabilidad del sistema.

#### Tipo 2

Las acciones de este tipo se incluyen dentro de la frecuencia de ocurrencia de los sucesos

iniciadores. Ejemplos de sucesos iniciadores causados por errores humanos son: disparos de la planta como resultado de errores en los procedimientos de pruebas, fallos en el control del agua de alimentación que conducen a un disparo de la planta, etc.

### Tipo 3

Las acciones de este grupo corresponden a actuaciones de los operadores frente a sucesos iniciadores. El grupo de operadores de la sala de control tiene que reconocer que ha ocurrido un accidente, identificar la causa o tipo de fallo, decidir sobre una serie de acciones a seguir y realizarlas en el tiempo necesario para prevenir daños al núcleo. Un fallo humano importante, a cualquier nivel en este proceso, puede conducir a un fallo total del sistema. El fallo del operador en arrancar una bomba a continuación del fallo de arranque automático, entra dentro de este tipo de acciones, si existe un procedimiento que indica que debe realizarse el arranque manual.

### Tipo 4

Estas acciones consisten en operaciones llevadas a cabo en la creencia de que son las acciones correctas para mitigar una situación, pero que por el contrario complican el accidente. Un ejemplo de este tipo de acciones, es la parada de bombas en operación cuando se cree que con ello se mejorará la situación y sin embargo ésta se empeora.

### Tipo 5

Este tipo de acciones consiste en acciones de recuperación que se incluyen en las secuencias de accidente. Estas acciones tienen en cuenta reparaciones de equipos fallados, uso de equipos alternativos para realizar la función necesaria o la realización de acciones no recogidas en procedimientos para mejorar las condiciones del accidente. La probabilidad de fallo al realizar la acción de recuperación, se incorpora en el APS como una probabilidad de no recuperación para cada conjunto mínimo de fallo en una secuencia de accidente específica, para el cual es aplicable la acción de recuperación.

## 6.4.2. Selección de acciones para su análisis detallado

La selección de acciones se realiza en dos etapas, cualitativamente durante el desarrollo de los árboles de fallos y de sucesos y cuantitativamente a través de la cuantificación de las secuencias de accidente. Las reglas para la determinación cualitativa de las acciones que

se analizan en profundidad, durante el desarrollo de los árboles de fallos y de sucesos, son:

1. Cualquier acción humana Tipo 1 que tiene la potencialidad de ocasionar fallos en varios trenes de un sistema o en varios sistemas (por ejemplo: calibración errónea de sensores o errores múltiples de realineamiento después de pruebas o mantenimiento).
2. Cualquier acción humana Tipo 3 única del operador que, de no llevarse a cabo, y cualquier acción humana Tipo 4 que, de llevarse a cabo, conduce a una secuencia de accidente con daño al núcleo (por ejemplo: operador no refrigera y despresuriza el Sistema de Refrigerante del Reactor).

En la cuantificación inicial de las secuencias de accidente, se identifica cualquier acción individual o grupo de acciones dependientes importantes, mediante la utilización de los valores de las tablas 6.2 y 6.3, basados en el NUREG/CR-1278, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure" [Ref.13] , para la probabilidad de error asociada a todas las acciones humanas. Se realiza un análisis detallado para todas aquellas acciones que aparezcan en los conjuntos mínimos de fallo que contribuyen en 1% o más a la frecuencia global de las secuencias para cada suceso iniciador; en lugar de realizar un análisis detallado para cada una de las acciones, siempre que sea posible éstas se agrupan.

Las acciones de recuperación se seleccionan en base al examen de los conjuntos de fallo dominantes, a la frecuencia global de daño al núcleo, y decidiendo si existe el tiempo y las condiciones necesarias para la realización de la acción de recuperación. Si al final se concluye que se pueden cumplir los requisitos necesarios, entonces se procede a su evaluación y cuantificación.

El análisis de las acciones humanas considera dos partes diferenciadas en una acción: una parte cognitiva, referida a la diagnosis y detección de la necesidad de ejecutar la acción, y una parte manual referida solamente a las manipulaciones de equipos, ya sea en Sala de Control o localmente en recintos fuera de Sala de Control. En unas ocasiones ambas partes se modelan juntas, en un solo suceso básico, y en otras ocasiones se modelan por separado.



TIPO 1	DESTREZA	REGLAS	CONOCIMIENTO
CALIBRACION	3E-3	3E-2	-
PRUEBAS	2E-3	2E-2	-
MANTENIMIENTOS	1E-3	1E-2	5E-2
REALINEAMIENTOS OPERATIVOS	3E-3	3E-2	1E-1
FACTOR DE ERROR	3	5	5

Tabla 6.2 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 1

PARTE COGNITIVA			
TIEMPO	DESTREZA	REGLAS	CONOCIMIENTO
MUY CORTO (menos de 5 minutos)	1E-1	5E-1	1
CORTO (entre 5 minutos y 1 hora)	1E-3	3E-2	3E-1
LARGO	3E-4	3E-3	1E-2
PARTE MANUAL			
	DESTREZA	REGLAS	CONOCIMIENTO
	3E-3	3E-2	3E-1
FACTOR ERROR			
	DESTREZA	REGLAS	CONOCIMIENTO
GLOBAL	5	5	5

Tabla 6.3 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 3

### **6.4.3. Análisis detallado**

#### **Desarrollo de las acciones humanas identificadas**

Normalmente, en los análisis se identifica y designa el error humano modelado en el árbol de sucesos o de fallos, de una forma simplificada tal como: "Error de calibración del canal de instrumentación" o "Fallo del operador en refrigerar y despresurizar el Sistema de Refrigerante del Reactor".

Con objeto de conseguir que la cuantificación sea lo más adecuada posible, y a la vez posibilitar la identificación de las relaciones entre el funcionamiento de los sistemas y las acciones de los operadores, es necesario dividir cada acción representativa de los grupos mencionados en la sección anterior, tanto como sea necesario, para identificar claramente las actuaciones requeridas y los procedimientos aplicables a las mismas, los sistemas que van a ser operados durante la realización de cada acción y el tiempo necesario para llevarlas a cabo.

#### **Representación de los subgrupos de acciones humanas**

Puesto que el principal propósito, en relación a los modelos de cuantificación, es la obtención de las probabilidades de error humano (HEP), para poder alcanzarlo es necesario desarrollar una representación adecuada de las acciones.

Para ello, se desarrollan árboles de acciones del operador para representar el rango de posibles fallos. Este tipo de árboles tiene una profunda interrelación con los análisis, particularmente en aquellos casos en los que el tiempo para llevar a cabo las acciones requeridas y los procedimientos tienen una notable influencia sobre la complejidad del desarrollo de la acción original.

#### **Evaluación del impacto**

El impacto de la representación desarrollada en la actividad anterior debe analizarse conjuntamente con los diversos análisis. Si el entorno de la representación no afecta a ningún suceso más en el modelo, entonces la representación se considerará satisfactoria y se continuará con la etapa de cuantificación,

Sin embargo, si la representación muestra dependencias entre acciones y otros sistemas

modelados, deberá modificarse tanto la representación como algunos aspectos de la modelación de los sistemas para tener en cuenta las dependencias. Por lo tanto, existe un proceso de iteración entre las representaciones de los subgrupos de acciones humanas y la evaluación del impacto, hasta que se alcanza una representación satisfactoria, con la que se está totalmente de acuerdo.

#### 6.4.4. Cuantificación

Tras haber realizado el análisis detallado y la revisión de todas las acciones de los operadores identificadas en los análisis de sistemas y de árboles de sucesos se dispone de un agrupamiento y clasificación por tipo de acción y por similitud dentro de un mismo tipo, de la totalidad de las acciones identificadas.

Sin embargo con objeto de poder cuantificar los árboles de fallos y las secuencias que conducen a daño al núcleo es necesario asignar datos a cada una de las acciones analizadas. Para aquellas acciones que no se encuentren dentro de los criterios del apartado 6.4.2, se utilizarán los datos genéricos que figuran en las Tablas 6.1, 6.2 y 6.3.

PARTE COGNITIVA	6E-3
PARTE MANUAL	3E-3
F.E.	10

Tabla 6.4 Valores genéricos para acciones humanas de tipo 4

Los valores mostrados en las Tablas 6.1 y 6.2 se especifican para cada tipo de comportamiento descrito a continuación:

- Comportamiento basado en destreza (también denominado rutina). Si el operador está bien entrenado y motivado para llevar a cabo la tarea y tiene experiencia en el desarrollo de esta labor.
- Comportamiento basado en reglas. Si el operador dispone de un conjunto de reglas (que le son conocidas) para responder a un transitorio o situación que ha entendido con claridad.
- Comportamiento basado en conocimiento. Si ninguno de los comportamientos anteriores aplican o si el operador tiene que entender las condiciones en que se encuentra la planta, interpretar las lecturas de los instrumentos o realizar una diagnosis complicada.

Para la cuantificación de las acciones importantes de tipo 3 a las que se le ha aplicado el análisis detallado, se utiliza el modelo TRC, para la cuantificación de la probabilidad de fallo en responder dentro de un intervalo de tiempo dado. La figura 6.2 muestra el conjunto de las curvas nominales TRC (Time Reliability Correlation).

1. TRC de recuperaciones sin ambigüedad. Se utiliza para comportamientos basados en el conocimiento, no existe un grave conflicto a la hora de la toma de decisiones para una actuación adecuada.
2. TRC en base a reglas sin ambigüedad. Esta curva refleja las ayudas proporcionadas por las reglas (procedimientos).
3. TRC de recuperaciones con ambigüedad. Tiene en cuenta las posibles ambigüedades o vacilaciones, motivadas, por ejemplo, por una excesiva carga o conflictos a la hora de la toma de decisiones.
4. TRC en base a reglas con ambigüedad. Tiene en cuenta escenarios para los cuales existen procedimientos, pero las acciones requeridas entran en conflictos con la percepción del operador de necesidades de acciones preferentes para él.

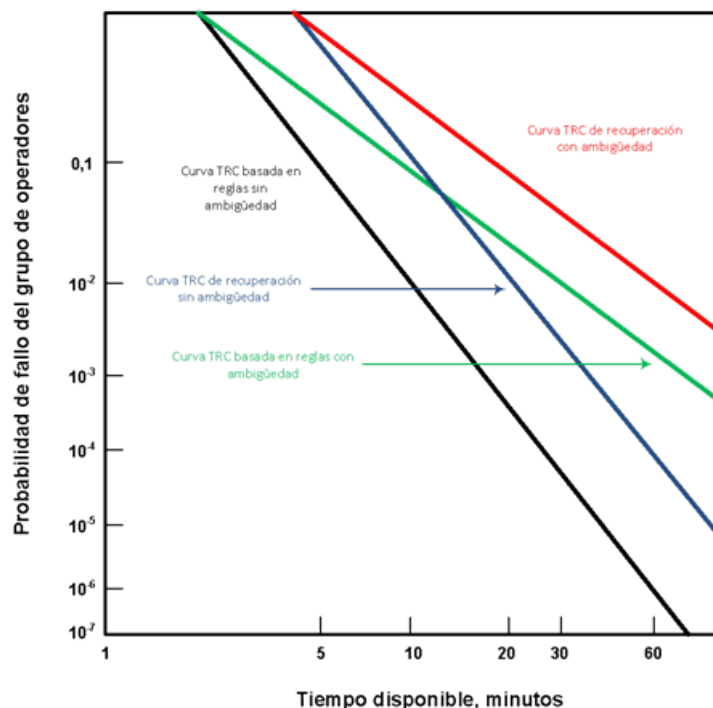


Figura 6.2. Curvas nominales del modelo TRC

## 6.5. Cuantificación

En la fase de Cuantificación se obtienen los conjuntos mínimos de fallo que forman la Ecuación de Daño al Núcleo. Dado que pueden existir muchos CMF, que a su vez contienen varios sucesos básicos, se hace necesario destacar los más relevantes, para analizarlos en profundidad.

### 6.5.1. Análisis de importancias

Por importancia debe entenderse la medida que refleja la contribución de un determinado suceso a la ocurrencia de daño al núcleo, o a la configuración de un estado de daño a planta determinado.

Pueden establecerse diferentes criterios para determinar la relevancia o importancia de un suceso o conjunto mínimo de fallo; cada uno de estos criterios da origen a una medida de importancia.

Se utilizan cuatro medidas de importancia:

- Fussell-Vesely (FV)
- Reducción del Riesgo (RRW)
- Incremento del Riesgo (RAW)
- Contribución Fraccional (FC)

La medida de importancia de Fussell-Vesely (FV) de un suceso básico (o conjunto mínimo de fallo) se calcula como el cociente entre la probabilidad de la ecuación de referencia menos la probabilidad que tendría la misma si se asignase cero a la probabilidad del suceso (o conjunto mínimo de fallo), dividido por la probabilidad de la ecuación de referencia. De otra forma, sería el cociente entre la suma de probabilidades de todos los CMF que contienen un determinado suceso básico, entre la probabilidad total de la ecuación de referencia. Los valores que adopta esta medida de importancia van de cero a uno y puede interpretarse como la contribución del suceso o conjunto mínimo de fallo a la probabilidad de la ecuación de referencia, expresada en tanto por uno. Se utilizará principalmente para poner de manifiesto los sucesos que más contribuyen al fallo dentro de la ecuación.

La medida de importancia del Reducción de Riesgo “Risk Reduction Worth (RRW)” [“Risk

decrease factor" (RDF)] se obtiene haciendo el cociente entre la probabilidad de la ecuación de referencia y la que se obtendría al asignar cero a un suceso básico. Es la inversa del complemento a uno de la medida de Fussell-Vesely, por lo que adopta valores entre uno e infinito. Se interpreta como el número por el que se dividiría la probabilidad de la ecuación si se desapareciese (probabilidad cero) el suceso básico. El concepto es equivalente al de FV, aunque la expresión matemática sea diferente; así, a un suceso con FV igual a uno, le corresponderá una RRW infinito (lo que indica que dicho suceso está contenido en todos los conjuntos de la ecuación), mientras que si FV valiese cero RRW valdría uno (que sería el hipotético caso de un suceso que no estuviese contenido en la ecuación).

La medida de importancia de Incremento del Riesgo "Risk Achievement Worth (RAW)" ["Risk increase factor" (RIF)] se calcula como la probabilidad que adoptaría la ecuación si ocurriera el suceso (probabilidad = 1) (suceso seguro) dividida por la probabilidad de la ecuación de referencia. Al igual que RRW, adopta valores entre uno e infinito, pero el concepto es el opuesto. Se puede interpretar como el factor por el que habría que multiplicar la probabilidad de la ecuación de referencia si el suceso fuese cierto.

La denominada Contribución Fraccional (FC) de un suceso básico se calcula como:

$$FC = 1 - (1/RDF)$$

## **7. Selección de escenarios y acciones humanas del APS para entrenamiento en simulador**

### **7.1. Objeto**

El objeto de este ejercicio se centra en la selección de escenarios de entrenamiento para el personal de Operación de una central nuclear, con base en los resultados del APS, mediante la aplicación de la sistemática propuesta por el CSN "Metodología para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador", y mediante la utilización de la herramienta del RiskSpectrum®, que contendrá todos los árboles de sucesos y las importancias dadas a dichos sucesos.

### **7.2. Metodología y desarrollo**

El método utilizado sigue básicamente las directrices transmitidas por el CSN "Metodología para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador", cuyos puntos se indican a continuación, al igual que los resultados que se han ido obteniendo en la aplicación de cada uno de los pasos del método:

#### **7.2.1. Selección de Sucesos Iniciadores**

Se seleccionan todos los sucesos iniciadores que podrían llegar a provocar daño al núcleo y que se encuentran identificados en el APS, presentes en la base de datos del RiskSpectrum®.

Como resultado se obtiene la Tabla 7.1, tomada de la salida de RiskSpectrum® de la revisión 6A del APS de Sucesos Internos a Potencia de la central nuclear [Ref.14], donde se muestran todos los grupos de sucesos iniciadores considerados en el APS, ordenados por su contribución a la Frecuencia de Daño al Núcleo (FDN).

Suceso básico	Descripción	Frecuencia de Daño (/año)	Contribución a la FDN (%)
S2	LOCA pequeño	1,18E-06	22,1
T2	Disparo Rx y turbina	1,01E-06	18,9
RT	Rotura tubo GV (SGTR)	7,08E-07	13,2
T4	Pérdida AAP	3,94E-07	7,36
T3	Pérdida vacío condensador	3,26E-07	6,09
T1	PPE (LOOP)	2,30E-07	4,30
T8	IS espuria	1,92E-07	3,59
S3	LOCA muy pequeño	1,76E-07	3,29
RV	Rotura vasija	1,61E-07	3,01
T19	Pérdida AAA Modos 2 o 3	1,57E-07	2,93
V	LOCA en interfase	1,46E-07	2,73
TS	Pérdida ASC (41)	1,20E-07	2,24
T9B	Pérdida barra G1B	1,18E-07	2,21
T13	Pérdida HVAC S.E.E.E.C.	1,15E-07	2,15
T12	Pérdida aire de instrumentos	1,00E-07	1,87
T9A	Pérdida barra G1A	9,65E-08	1,80
S1	LOCA intermedio	7,87E-08	1,47
T15	Pérdida barra 6A	6,93E-08	1,30
T14	Pérdida barra 5A	6,80E-08	1,27
A	LOCA grande	3,27E-08	6,11E-01
TB	Pérdida barra 9A	1,67E-08	3,12E-01
T7	Rotura VP tras MSIV	6,96E-09	1,30E-01
TV	Rotura VP ante MSIV	5,68E-09	1,06E-01
T10	Pérdida ARC (42)	2,39E-09	4,47E-02



T6	Rotura VP en contención	1,88E-09	3,51E-02
T5	Rotura AAP en contención	4,58E-10	8,56E-03
T11B	Pérdida ARS (44) tren B	2,12E-11	3,96E-04
FDN total		5,35E-06	100

Tabla 7.1 Lista de Sucesos Iniciadores

### 7.2.2. Selección de Secuencias de Accidente

Cada uno de estos sucesos iniciadores posee un árbol de sucesos del que se obtienen numerosas secuencias, de las que cada una de ellas puede o no puede contribuir a la FDN, y las que sí lo hacen pueden tener una importancia tan baja que no se ven necesarias a la hora de formar a los operadores. Por ello, es necesario truncar aquellas que no tienen una contribución suficiente a la FDN según lo especificado en las directrices transmitidas por el CSN.

Para cada suceso iniciador se identifican todas las secuencias de fallo no truncadas en la cuantificación final, agrupando cada una de ellas con sus correspondientes secuencias asociadas de éxito. De este modo, las secuencias quedan agrupadas en un conjunto de Escenarios (cada secuencia de fallo con sus asociados de éxito).

A partir del documento de actualización del APS de Sucesos internos a Potencia en su revisión más reciente y de su modelo en RiskSpectrum®, se obtienen las secuencias que no se truncan y se presentan ordenadas por su contribución a la FDN. La denominación de las secuencias identifica ya el suceso iniciador del que provienen.

De esta manera se obtienen todas las secuencias de accidente que no se han truncado en la cuantificación (con valor de corte 1E-11/año) y que se seleccionan para el análisis. Se presentan en la Tabla 7.2, ordenadas por su aportación a la FDN siempre que sea mayor de 0.15%. En el Anexo D.1 se encuentra la lista completa de secuencias de accidente.

Secuencia	Frecuencia ( /año)	% FDN
S2:02	9,94E-07	1,86E+01
T2:11	7,99E-07	1,49E+01
RT:07	4,43E-07	8,28E+00
T4:11	3,28E-07	6,13E+00
T3:11	2,74E-07	5,12E+00
RT:05	2,48E-07	4,64E+00
S2:06	1,89E-07	3,53E+00
T2:10	1,47E-07	2,75E+00
T8:07	1,46E-07	2,73E+00
T13:02	1,15E-07	2,15E+00
S3:03	1,03E-07	1,93E+00
T12:11	8,89E-08	1,66E+00
S1:02	7,29E-08	1,36E+00
T1:01:11	7,28E-08	1,36E+00
S3:10	6,91E-08	1,29E+00
T9B:11	6,23E-08	1,16E+00
T2:03:15	6,04E-08	1,13E+00
T14:11	5,86E-08	1,10E+00
T15:11	5,86E-08	1,10E+00
T9A:11	5,82E-08	1,09E+00
TS:01:11	5,61E-08	1,05E+00
TS:08	5,41E-08	1,01E+00

Secuencia	Frecuencia ( /año)	% FDN
T3:10	4,90E-08	9,16E-01
T1:09:06	4,76E-08	8,90E-01
T4:10	4,07E-08	7,61E-01
T1:01:03:15	3,07E-08	5,74E-01
T9A:10	2,90E-08	5,42E-01
T9B:10	2,89E-08	5,40E-01
T8:06	2,85E-08	5,33E-01
T1:01:10	2,61E-08	4,88E-01
T9B:03:15	2,60E-08	4,86E-01
T4:03:15	2,24E-08	4,19E-01
A:02	2,23E-08	4,17E-01
T1:05:10	2,20E-08	4,11E-01
T1:09:02	1,28E-08	2,39E-01
TB:07	1,25E-08	2,34E-01
T1:10	1,22E-08	2,28E-01
T8:08:07	1,15E-08	2,15E-01
T12:10	1,02E-08	1,91E-01
TS:01:10	9,33E-09	1,74E-01
T14:10	8,94E-09	1,67E-01
T9A:03:15	8,79E-09	1,64E-01
RT:06	8,60E-09	1,61E-01

Tabla 7.2 Secuencias de accidente que contribuyen a la FDN

### 7.2.3. Creación de Escenarios

Las secuencias que se han obtenido en el apartado anterior se han marcado en color en las Figuras 1 a 21 del anexo E, que representan los árboles de sucesos de los sucesos iniciadores respectivos. En la columna %EDN de cada figura se ha puesto el valor acumulado de todas las secuencias que terminan en ese mismo punto, aunque no provengan siempre del mismo suceso iniciador. Así, por ejemplo, en la secuencia S2:02 se da un valor de 18.84%. De ese valor, el 18.6% proviene directamente de un iniciador S2 (ver Tabla 7.2), mientras que el 0.24% restante proviene de una secuencia de T1, en concreto de la T1:09:02. O, en el caso de la secuencia S2:06, el valor de 4.42% proviene de un 3.53% de la propia S2:06 más un 0.89% de la secuencia T1:09:06.

Por simplicidad no se han incluido los árboles de sucesos de aquellos iniciadores que no presentan ninguna secuencia significativa, o porque producen daño al núcleo directamente y no tienen árbol de sucesos generado, como en el caso de RV y V.

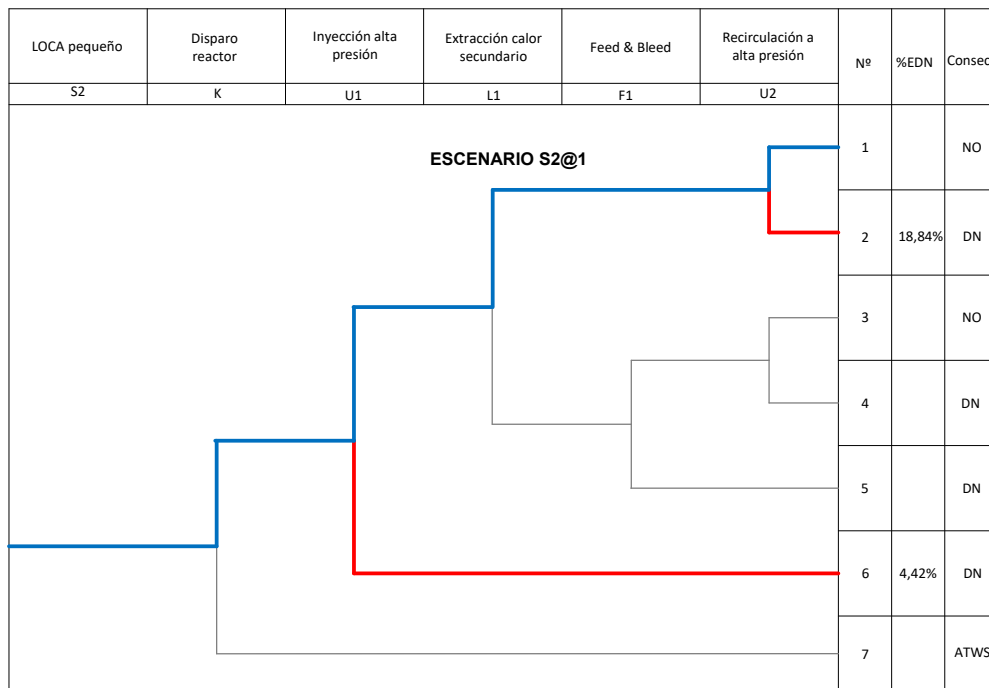


Figura 7.1 Árbol de Sucesos para LOCA pequeño

En cada figura se indica cuáles son los sucesos iniciadores que se pueden ver reflejados por ese mismo árbol y los sucesos posteriores que pueden tener éxito o fallar. En las Figuras se han marcado en color rojo las secuencias que llevan a fallo y en azul las de

éxito.

Posteriormente, se han hecho agrupaciones de las secuencias similares que contribuyen al FDN, formando un escenario.

Para la asociación de secuencias y la creación de escenarios se han seguido unas consideraciones adicionales:

- Se han analizado las secuencias que aportan al menos un 0.1% a la FDN. De ellas se han creado escenarios con las que aportan al menos un 0.15% y, posteriormente, se ha comprobado que las acciones incluidas en las secuencias descartadas se encuentran en los escenarios creados con el resto.
- Si varias secuencias de fallo tienen la misma secuencia asociada de éxito, se agrupan todas juntas en un único escenario. Es el caso, por ejemplo, de las secuencias 2 y 6 del LOCA pequeño (S2).
- Si la secuencia anterior a la de fallo es de éxito, se asocian junto con la de fallo todas las de éxito hasta que se encuentre otra de fallo.
- Si la secuencia anterior a la seleccionada también es de fallo, se asocian la seleccionada y la primera de éxito.

La denominación de los escenarios identifica el suceso iniciador, y le sigue un número correlativo en función del número de escenarios que se hayan identificado. Así, en el caso del LOCA grande, sólo se ha identificado un escenario, y se denomina A@1. En el caso del T2 (disparos de Reactor y Turbina), se han identificado dos escenarios denominados como T2@1 y T2@2.

#### **7.2.4. Selección de Acciones Humanas**

Se obtendrá el listado de tareas tipo 3 [acciones humanas] ordenadas por medida de importancia de aumento del riesgo (RAW), por medida de importancia de reducción del riesgo (RRW).

Del modelo de RiskSpectrum® del APS de Sucesos Internos a Potencia de la central nuclear [Ref.14], se han obtenido los valores de las medidas de RAW y RRW de todas las acciones que participan en la EDN.

Se podría realizar también un análisis según el valor de probabilidad de error humano ( $p$ ), pero realmente no es riguroso proporcionar ningún tipo de criterio, ya que las acciones humanas con mayor valor corresponden a acciones a las que no se les hace un análisis detallado (basado principalmente en el tiempo disponible para la ejecución de la acción, en la existencia o no de procedimientos, y en la frecuencia de ejecución), por lo que se considera que no debe establecerse ningún criterio de priorización.

Para comprender mejor la lista de acciones y su significado, se deben tener en cuenta las siguientes indicaciones:

- Las acciones humanas cuya codificación (suceso básico) sólo difiere en el valor del tercer dígito, son básicamente la misma, pero las condiciones para su ejecución no son iguales y ha requerido un nuevo análisis para secuencias o iniciadores concretos. Es el caso, por ejemplo, de las acciones 1FOFEDYBLH y 1F1FEDYBLH.
- Las acciones humanas cuya codificación (suceso básico) presenta una letra D en el tercer dígito, son básicamente idénticas a las que tienen otra cifra, pero en determinadas secuencias aparecen combinadas con otras acciones con las que comparten ciertas características que hacen que no sean completamente independientes (normalmente denominadas como acciones humanas dependientes). Es el caso, por ejemplo, de las acciones 1FOFEDYBLH y 1FDOEDYBLH. Se trata de la misma acción, pero se considera que existe cierta dependencia cuando se combina con la acción de control del AAA, 1FOAACONTH.
- Las medidas de importancia (RAW y RRW) de las acciones humanas modeladas en el APS se han obtenido de la Ref. 9.

Se seleccionarán de los listados anteriores aquellas tareas de mayor significación, según un valor umbral para cada uno de los 2 criterios de ordenación.

Aunque el CSN no establece ningún valor concreto de esos parámetros, se ha decidido considerar los valores de  $RAW \geq 1.05$  y de  $RRW > 1.00$ . Es habitual en otras aplicaciones del APS que los valores sean de  $RAW > 2$  y el de  $RRW > 1.005$ , pero en esta ocasión se ha decidido imponer estos valores según criterio de la central.

Esto determina que el número de acciones importantes sea más elevado, aunque el número de escenarios finales que se deben entrenar no aumenta de la misma manera, ya

que muchas acciones que no serían importantes con un valor de RAW>2 van a escenarios que ya contienen acciones que salen importantes con cualquiera de los criterios.

Así, en la Tabla 7.3 se encuentran las acciones humanas cuya medida de importancia de incremento del riesgo (RAW) es mayor o igual a 1.05.

Denominación	Descripción	Probabilidad	RAW
1FOAACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	6,71E-05	5,65E+03
1FORRMANUH	Fallo operador en abrir caminos de alivio	4,00E-04	1,14E+02
1FOIHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación a alta presión (sin CS aspirando del TAAR)	2,62E-04	7,78E+01
1F6ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,98E-03	5,63E+01
1F5ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	2,74E-03	1,34E+01
1F1AISPHEH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	1,20E-03	1,10E+01
1FD1EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	8,80E+00
1FOVEPTASH	Fallo operador en apertura puerta salas eq. inst. edif. control	4,84E-03	5,43E+00
1F7ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,81E-03	5,32E+00
1FDOEDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	4,87E+00
1FOVPPORVH	Fallo operador en abrir válvulas alivio de los GV	2,32E-03	4,35E+00
1FOAGSGTRH	Fallo operador en aislamiento de los GV	4,05E-04	4,27E+00
1F1FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	4,05E-03	3,10E+00
1F3IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	1,31E-04	2,81E+00
1FOFEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	1,21E-02	2,55E+00
1FOILREP3H	Fallo operador en reponer la señal de RSA	3,22E-03	2,29E+00
1F7RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	1,33E-03	2,26E+00
1FOILORHRH	Fallo operador en puesta en servicio sistema (RHR)	1,83E-03	2,10E+00
1F1REFDESH	Fallo operador en refriger. y despresuriz. primario	6,15E-04	2,10E+00

1FD2EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	2,08E+00
1F8ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,61E-03	1,89E+00
1F2AAAPOYH	Fallo operador en apoyo señales automáticas (AA)	7,62E-04	1,78E+00
1FOILRECCH	Fallo operador en cambio a recirculación a R.C.	3,15E-04	1,74E+00
1F6RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	1,61E-03	1,45E+00
1F2FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	3,82E-03	1,43E+00
1F1AACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	4,63E-04	1,40E+00
1F1IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	2,62E-04	1,38E+00
1F2IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	1,31E-04	1,29E+00
1F2DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,73E-03	1,27E+00
1F3IHMANUH	Fallo operador en arranque manual del sistema (IH) para boración emerg.	2,31E-04	1,22E+00
1F1ILAPREH	Fallo operador en apoyo a la recirculación	6,46E-03	1,18E+00
1FODISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,42E-03	1,18E+00
1FOIHAPREH	Fallo operador en apoyo al cierre válvulas de recirculación	6,46E-03	1,17E+00
1FOIHMANUH	Fallo operador en arranque man. sistema (IH)	4,68E-03	1,16E+00
1F4ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	2,72E-03	1,13E+00
1FOSSNIVTH	Fallo operador al control nivel torres (ASS)	9,68E-03	1,13E+00
1FDILORHRH	Acción humana dependiente	6,33E-02	1,13E+00
1FOCSTRNPH	Fallo Operador en reposición de alineamiento de prueba del rociado (PV-124A/B)	7,18E-03	1,08E+00
1F1DISBRRH	Fallo Operador en disparo de BRR	1,19E-01	1,07E+00
1FOSSAPOYH	Fallo operador en apoyo al sistema (ASS)	1,66E-01	1,07E+00
1FOAISPREH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	1,39E-03	1,06E+00

1F4DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,72E-03	1,06E+00
1FOIHDISPH	Fallo operador en disparo bombas de carga	1,81E-01	1,05E+00
1F1IHABPHH	Fallo operador en arranque BPH	9,44E-02	1,05E+00

Tabla 7.3 Acciones humanas ordenadas según medida de importancia de incremento del riesgo (RAW)

Y en la Tabla 7.4 se muestran todas las acciones humanas cuya medida de reducción del riesgo (RRW) es mayor de 1.00.

Denominación	Descripción	Frecuencia	RRW
1FOAACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	6,71E-05	1,61E+00
1FD1EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	1,24E+00
1F6ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,98E-03	1,12E+00
1FDOEDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	1,11E+00
1FORRMANUH	Fallo operador en abrir caminos de alivio	4,00E-04	1,05E+00
1F5ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	2,74E-03	1,04E+00
1FD2EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	1,03E+00
1FOVEPTASH	Fallo operador en apertura puerta salas eq. inst. edif. control	4,84E-03	1,02E+00
1FOIHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación a alta presión (sin CS aspirando del TAAR)	2,62E-04	1,02E+00
1FOFEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	1,21E-02	1,02E+00
1FOSSAPOYH	Fallo operador al control nivel torres (ASS)	1,66E-01	1,01E+00
1F1AISPHEH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	1,20E-03	1,01E+00
1FOIHDISPH	Fallo operador en disparo bombas de carga	1,81E-01	1,01E+00
1F1DISBRRH	Fallo Operador en disparo de BRR	1,19E-01	1,01E+00
1FDILORHRH	Acción humana dependiente	6,33E-02	1,01E+00
1F1FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	4,05E-03	1,01E+00



1FOVPPORVH	Fallo operador en abrir válvulas alivio de los GV	2,32E-03	1,01E+00
1F7ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,81E-03	1,01E+00

Tabla 7.4 Acciones humanas ordenadas según medida de reducción del riesgo (RRW)

En la Tabla 7.5 se incluye el conjunto de acciones humanas seleccionadas integrando ambos criterios (RAW y RRW). Se da la circunstancia de que todas las acciones seleccionadas por la medida de RRW ya se habían seleccionado por el valor de RAW. El Anexo D.2 contiene toda la lista de acciones humanas.

Denominación	Descripción	Probabilidad	RAW	RRW
1FOAACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	6,71E-05	5,65E+03	1,61E+00
1FORRMANUH	Fallo operador en abrir caminos de alivio	4,00E-04	1,14E+02	1,05E+00
1FOIHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación a alta presión (sin CS aspirando del TAAR)	2,62E-04	7,78E+01	1,02E+00
1F6ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,98E-03	5,63E+01	1,12E+00
1F5ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	2,74E-03	1,34E+01	1,04E+00
1F1AISPREH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	1,20E-03	1,10E+01	1,01E+00
1FD1EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	8,80E+00	1,24E+00
1FOVEPTASH	Fallo operador en apertura puerta salas eq. inst. edif. control	4,84E-03	5,43E+00	1,02E+00
1F7ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,81E-03	5,32E+00	1,01E+00
1FDOEDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	4,87E+00	1,11E+00
1FOVPPORVH	Fallo operador en abrir válvulas alivio de los GV	2,32E-03	4,35E+00	1,01E+00
1FOAGSGTRH	Fallo operador en aislamiento de los GV	4,05E-04	4,27E+00	1,00E+00

1F1FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	4,05E-03	3,10E+00	1,01E+00
1F3IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	1,31E-04	2,81E+00	1,00E+00
1FOFEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	1,21E-02	2,55E+00	1,02E+00
1FOILREP3H	Fallo operador en reponer la señal de RSA	3,22E-03	2,29E+00	1,00E+00
1F7RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	1,33E-03	2,26E+00	1,00E+00
1FOILORHRH	Fallo operador en puesta en servicio sistema (RHR)	1,83E-03	2,10E+00	1,00E+00
1F1REFDESH	Fallo operador en refriger. y despresuriz. primario	6,15E-04	2,10E+00	1,00E+00
1FD2EDYBLH	Acción humana dependiente	2,42E-02	2,08E+00	1,03E+00
1F8ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	1,61E-03	1,89E+00	1,00E+00
1F2AAAPOYH	Fallo operador en apoyo señales automáticas (AA)	7,62E-04	1,78E+00	1,00E+00
1FOILRECCH	Fallo operador en cambio a recirculación a R.C.	3,15E-04	1,74E+00	1,00E+00
1F6RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	1,61E-03	1,45E+00	1,00E+00
1F2FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	3,82E-03	1,43E+00	1,00E+00
1F1AACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	4,63E-04	1,40E+00	1,00E+00
1F1IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	2,62E-04	1,38E+00	1,00E+00
1F2IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	1,31E-04	1,29E+00	1,00E+00
1F2DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,73E-03	1,27E+00	1,00E+00
1F3IHMANUH	Fallo operador en arranque manual del sistema (IH) para boración emerg.	2,31E-04	1,22E+00	1,00E+00

1F1ILAPREH	Fallo operador en apoyo a la recirculación	6,46E-03	1,18E+00	1,00E+00
1FODISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,42E-03	1,18E+00	1,00E+00
1FOIHAPREH	Fallo operador en apoyo al cierre válvulas de recirculación	6,46E-03	1,17E+00	1,00E+00
1FOIHMANUH	Fallo operador en arranque man. sistema (IH)	4,68E-03	1,16E+00	1,00E+00
1F4ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	2,72E-03	1,13E+00	1,00E+00
1FOSSNIVTH	Fallo operador al control nivel torres (ASS)	9,68E-03	1,13E+00	1,00E+00
1FDILORHRH	Acción humana dependiente	6,33E-02	1,13E+00	1,01E+00
1FOCSTRNPH	Fallo Operador en reposición de alineamiento de prueba del rociado (PV-124A/B)	7,18E-03	1,08E+00	1,00E+00
1F1DISBRRH	Fallo Operador en disparo de BRR	1,19E-01	1,07E+00	1,01E+00
1FOSSAPOYH	Fallo operador en apoyo al sistema (ASS)	1,66E-01	1,07E+00	1,01E+00
1FOAISPREH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	1,39E-03	1,06E+00	1,00E+00
1F4DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	1,72E-03	1,06E+00	1,00E+00
1FOIHDISPH	Fallo operador en disparo bombas de carga	1,81E-01	1,05E+00	1,01E+00
1F1IHABPHH	Fallo operador en arranque BPH	9,44E-02	1,05E+00	1,00E+00

Tabla 7.5 Conjunto de todas las acciones humanas seleccionadas

Se pedirán eliminar del conjunto resultante aquellas tareas de la misma naturaleza que desde el punto de vista de entrenamiento puedan ser asimiladas a otra de mayor dificultad (menor tiempo disponible) por ser semejantes y aportar nulo valor didáctico las diferencias., de modo que se garantice que la tarea seleccionada envolvente recoge todos los aspectos didácticos necesarios. A pesar de ello, no se considera la eliminación de ninguna tarea

(acció humana) dado que, a pesar de su similitud, las circunstancias en las que aplican unas u otras no son iguales y se prefiere hacer posteriormente una asociación de escenarios similares más que de tareas similares.

#### **7.2.5. Relación de Escenarios con Acciones Humanas**

En la Tabla 7.6 se indica en qué escenario se incluye cada una de las secuencias, así como para cada escenario las acciones que se entrenan en el mismo. La relación entre secuencias y todas las acciones humanas se encuentra en el informe de fiabilidad humana, del que se han descartado todas las acciones que no cumplían los requisitos de  $RAW \geq 1,05$  y  $RRW > 1,00$

Secuencia	Frecuencia ( /año)	% FDN	Escenario	Acciones humanas	Escenario Envolvente	%FDN Incluido	Observaciones
S2:02	9,94E-07	18,6	S2@1	1FOAACONTH  1FOIHRECBH  1F6ILREP1H  1FOIHDISPH  1FOCSTRNPH  1F1ILAPREH  1FOIHAPREH  1FOSSAPOYH  1FOSSNIVTH	S2@1	23,4	.
T2:11	7,99E-07	14,9	T2@2	1FOAACONTH  1FOFEDYBLH  1FOIHRECBH  1F7ILREP1H  1FOIHDISPH	T9@2	42,6	El árbol del iniciador T2 es aplicable también al T4 y al T15. Este árbol es también similar al del T3 (aplicable también al T9, T10, T12, T14). Lo más conservador es incluir este escenario en uno donde el iniciador sea un T9, pues tiene los tiempos más cortos en las acciones más importantes (F&B) e incluye más acciones

				1FOCSTRNPH 1FOSSAPOYH 1FOSSNIVTH			
RT:07	4,43E-07	8,28	RT@1	1FOAACONTH 1FOVPPORVH 1FOAGSGTRH 1F1AISPREH 1FORRMANUH 1F1REFDESH 1F7RRSTOPH 1FOILREP3H 1FOILORHRH	RT@1	13,1	
T4:11	3,28E-07	6,13	T4@2	VER T2:11	T9@2		El iniciador T4 se modela con el mismo árbol que el T2. Ver observaciones de la secuencia T2:11
T3:11	2,74E-07	5,12	T3@1	1FOAACONTH 1FOFEDYBLH	T9@2		El árbol del iniciador T3 es aplicable también al T9, T10, T12, T14). Lo más conservador parece incluir este escenario en uno donde el iniciador sea un T9,

				1F7ILREP1H 1F2AAAPOYH 1FOIHDISPH 1FOSSAPOYH 1FOCSTRNPH 1F2IHRECBH 1F1ILAPREH 1FOIHAPREH 1FOSSNIVTH			pues tiene los tiempos más cortos e incluye más acciones importantes.
RT:05	2,48E-07	4,64	RT@1	VER RT:07 1FOSSAPOYH	RT@1		
S2:06	1,89E-07	3,53	S2@1	VER S2:2	S2@1		
T2:10	1,47E-07	2,75	T2@2	VER T2:11	T9@2		Ver observaciones de secuencia T2:11.
T8:07	1,46E-07	2,73	T8@1	1FOAACONTH 1FD2EDYBLH	T9@2		El escenario T8@1 se podría asimilar conservadoramente con el T3@2, pues contiene cabeceros y acciones similares pero con tiempos disponibles algo menores y sin que ya se haya

				1FOIHRECBH 1F5ILREP1H 1FOIHDISPH 1F2FEDYBLH 1FOCSTRNPH			producido la inyección necesaria para el F&B. Ver adicionalmente las observaciones de la secuencia T3:11.
T13:02	1,15E-07	2,15	T13@1	NO REQUIERE UN ESCENARIO DE SALA DE CONTROL			1FOVEPTASH (para apertura local de las puertas de las salas de equipo de instrumentación) no se desarrolla en sala de control.
S3:03	1,03E-07	1,93	S3@1	1FOAACONTH 1FOVPPORVH 1FODISINYH 1F6RRSTOPH 1F3IHRECBH 1FOSSAPOYH 1FOCSTRNPH 1FOSSNIVTH	S3@1	1,9	Incluye otras acciones en cabecero con éxito, que si no, no se entrenarían: 1FOPVPPORVH, 1FODISINYH, 1F6RRSTOPH



T12:11	8,89E-08	1,66	T12@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T12 se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
S1:02	7,29E-08	1,36	S1@1	1FOIHRECBH 1FOSSAPOYH 1FOCSTRNPH	S2@1		El escenario S1@1 se puede considerar incluido en el S2@1, que contiene las mismas acciones y otras adicionales.
T1:01:11	7,28E-08	1,36	T12 con origen en T1	1FOAACONTH 1FOFEDYBLH 1F7ILREP1H 1FOIHRECBH 1FOIHDISPH 1FOCSTRNPH	T1@1	1,8	Transfiere a un suceso iniciador T12 (ARBOL T3
S3:10	6,91E-08	1,29	S3@2	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			
T9B:11	6,23E-08	1,16	T9B@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T9B se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T2:03:15	6,04E-08	1,13	T7 con origen en T2	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			Transfiere al árbol del T7

T14:11	5,86E-08	1,10	T14@1	VER T3:11	T9@2		El iniciador T14 se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T15:11	5,86E-08	1,10	T15@1	VER T2:11	T9@2		El iniciador T15 se modela con el mismo árbol que el T2. Ver observaciones de la secuencia T2:11
T9A:11	5,82E-08	1,09	T9A@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T9A se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
TS:01:11	5,61E-08	1,05	T8 con origen en TS	VER T3:11	T9@2		La secuencia TS-1 transfiere al T10, que se modela con el mismo árbol que un T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11.
TS:08	5,41E-08	1,01	TS@2	1F1DISBRRH 1F1IHABPHH 1FOSSNIVTH	TS@2	1,0	
T3:10	4,90E-08	9,16E-01	T3@2	VER T3:11	T9@2		Ver observaciones de la secuencia T3:11
T1:09:06	4,76E-08	8,90E-01	S2 con origen en T1	1FOIHRECBH 1F6ILREP1H 1FOIHDISPH 1FOSSAPOYH 1F1AACONTH	T1@3	1,8	Transfiere al árbol del iniciador S2

				1FOIHMANUH 1FOCSTRNPH 1F1ILAPREH 1FOIHAPREH 1FOSSNIVTH			
T4:10	4,07E-08	7,61E-01	T4@2	VER T2:11	T9@2		El iniciador T4 se modela con el mismo árbol que el T2. Ver observaciones de la secuencia T2:11
T1:01:03:15	3,07E-08	5,74E-01	N/A	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			Transfiere al árbol del TV (mismo árbol del T7)
T9A:10	2,90E-08	5,42E-01	T9A@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T9A se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T9B:10	2,89E-08	5,40E-01	T9B@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T9B se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T8:06	2,85E-08	5,33E-01	T8@1	VER T3:11	T9@2		Ver observaciones de la secuencia T8:7
T1:01:10	2,61E-08	4,88E-01	T12 con origen en T1	VER T1:01:11	T1@1		Transfiere al árbol del T12 (mismo árbol del T3)
T9B:03:15	2,60E-08	4,86E-01	N/A	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			Transfiere al árbol del iniciador TV (mismo árbol del T7)

T4:03:15	2,24E-08	4,19E-01	T7 con origen en T4	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			Transfiere al árbol del T7
A:02	2,23E-08	4,17E-01	A@1	1FOILRECCH	A@1	0,4	
T1:05:10	2,20E-08	4,11E-01	T1@2(S3 con origen en T1)	1FOSSAPOYH 1F1AACONTH 1FOSSNIVTH	T1@3		El escenario T1@2 sólo tiene la acción 1F1AACONTH. En el escenario de S3 al que transfiere no hay otras acciones. Por ello, se considera que este escenario se puede incluir en el T1@3, que incluye esa acción y otras adicionales.
T1:09:02	1,28E-08	2,39E-01	T1@3(S2 con origen en T1)	1FOIHRECBH 1F6ILREP1H 1FOIHDISPH 1FOSSAPOYH 1FOIHMANUH 1F1AACONTH 1FOCSTRNPH 1F1ILAPREH 1FOIHAPREH	T1@3		Transfiere al árbol del iniciador S2

				1FOSSNIVTH			
TB:07	1,25E-08	2,34E-01	N/A	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			
T1:10	1,22E-08	2,28E-01	T1@3	1F1AACONTH	T1@3		La acción humana que incluye esta secuencia es la misma que en la secuencia T1:9, que se incluye en el escenario T1@3
T8:08:07	1,15E-08	2,15E-01	T8@2	1FOAACONTH 1F3IHMANUH	T8@2	0,2	Este escenario transfiere a uno de ATWS en el que se entrena la acción 1F3IHMANUH
T12:10	1,02E-08	1,91E-01	T12@2	VER T3:11	T9@2		El iniciador T12 se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
TS:01:10	9,33E-09	1,74E-01	T10 CON ORIGEN EN TS	VER T3:11	T9@2		Esta secuencia del iniciador TS transfiere al árbol del T10. El iniciador T10 se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T14:10	8,94E-09	1,67E-01	T14@1	VER T3:11	T9@2		El iniciador T14 se modela con el mismo árbol que el T3. Ver observaciones de la secuencia T3:11
T9A:03:15	8,79E-09	1,64E-01	N/A	NO TIENE ACCIONES HUMANAS IMPORTANTES			Transfiere al árbol del iniciador TV (mismo árbol del T7)
RT:06	8,60E-09	1,61E-01	RT@1	VER RT:07	RT@1		

Tabla 7.6 Agrupación de Secuencias en Escenarios



La identificación de las acciones humanas en los árboles de sucesos permite identificar también los escenarios en los que participan.

### 7.2.6. Relación de Acciones Humanas con Escenarios

En la Tabla 7.7, en donde se aportan diferentes datos de cada una de las acciones seleccionadas, se incluye el o los escenarios en donde se pueden entrenar.

Denominación	Descripción	Procedimientos	Escenario/Observaciones	Tiempo para ejecución
1FOAACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	DIVERSOS:  E.ES-0.1 (Paso 6)  E-E-0 (Paso 18)  E-E-1 (paso 4)  etc.	S2@1, T9@2, RT@1, S3@1, T1@1, T8@2  No se modela su parte cognitiva	No se considera
1FORMANUH	Fallo operador en abrir caminos de alivio	E-ECA-3.2 (paso 6)	RT@1  SU COGNITIVA:  1F1AISPREDH  1F1REFDESH	Síntomas para la acción: 7 minutos Límite temporal: Llenado del GV afectado: 40 minutos
1FOIHRECBH	Fallo operador en cambio a	E-ES-1.3, Paso 7a, e, f, g	S2@1, T9@2, T1@1, T1@3	CASO MÁS DESFAVORABLE:

	recirculación a alta presión (sin CS aspirando del TAAR)			SECUENCIA S1-2 Síntomas para la acción: 72 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo: 141 minutos
1F6ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	E-E-1 (Paso 2.b)  E-ES-1.3 (Paso 2)	S2@1, T1@3	CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA S2-2 Síntomas para la acción: 0 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo : 90 minutos
1F5ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	E-FR-H.1 (Paso 13)	Se entrena como 1F7ILREP1H	
1F1AISPRESH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	E-E-3 (Pasos 2, 3, 6, 14, 15 y 17)	RT@1	Síntomas para la acción: 7 minutos  Límite temporal: Llenado del GV afectado : 40 minutos
1FD1EDYBLH	Acción humana dependiente		Se entrena como 1FOFEDYBLH	

1FOVEPTASH	Fallo operador en apertura puerta salas eq. inst. edif. control	F-09 (sección D.6)	NO REQUIERE ESCENARIO EN SALA DE CONTROL	Síntomas para la acción: 0 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo : 60 minutos
1F7ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	E-FR-H.1 (Paso 13)	T9@2, T1@1	CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA T4 10  Síntomas para la acción: 4 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo : 109 minutos
1FDOEDYBLH	Acción humana dependiente		Se entrena como 1FOFEDYBLH	
1FOVPPORVH	Fallo operador en abrir válvulas alivio de los GV	E-E-3, Paso 6	RT@1, S3@1  SU COGNITIVA: 1F1AISPRED	Síntomas para la acción: 7 minutos  Límite temporal: Llenado del GV afectado : 40 minutos
1FOAGSGTRH	Fallo operador en aislamiento de los GV	E-E-3 (Pasos 2, y3)	RT@1  SU COGNITIVA: 1F1AISPRED	Síntomas para la acción: 7 minutos  Límite temporal: Llenado



				del GV afectado : 40 minutos
1F1FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	E-FR-H.1 (Pasos 2, 11 a 17)	Se entrena como 1FOFEDYBLH	
1F3IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	E-ES-1.3, Paso 7a, e, f, g	S3@1	Síntomas para la acción: 478 minutos Límite temporal: Daño al núcleo: 576 minutos
1FOFEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	E-FR-H.1 (Pasos 2, 11 a 17)	T9@2, T1@1	CASO MÁS DESFAVORABLE:  SECUENCIA T4 11  Síntomas para la acción: < 4 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo: 34 minutos
1FOILREP3H	Fallo operador en reponer la señal de RSA	E-ECA-3.2 (Página desplegable)	RT@1	Síntomas para la acción: 98 minutos  Límite temporal: Nivel del 20,3% en TAAR: 126 minutos

1F7RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	E-E-3, Paso 17.c: Cierre PORV	RT@1  SU COGNITIVA: 1F5DISINYH (NO IMPORTANTE)	Síntomas para la acción: 0 minutos  Límite temporal: Despresurización del primario: 126 minutos
1FOILORHRH	Fallo operador en puesta en servicio sistema (RHR)	E-ECA-3.1 (Pasos 1 y 2)  E-ECA-3.2 (Nota previa al Paso 30)  P-1.12	RT@1	Síntomas para la acción: 0 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo: 296 minutos
1F1REFDESH	Fallo operador en refriger. y despresuriz. primario	E-ECA-3.2 (Pasos 6 a 9)	RT@1	Síntomas para la acción: 0 minutos  Límite temporal: Daño al núcleo: 126 minutos
1FD2EDYBLH	Acción humana dependiente	E-FR-H.1 (Pasos 2, 11 a 17)	Se entrena como 1FOFEDYBLH	
1F8ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	E-E-1 (Paso 2.b)  E-ES-1.3 (Paso 2)	Se entrena como 1F6ILREP1H	
1F2AAAPOYH	Fallo operador en apoyo señales automáticas (AA)	E-ES-0.1 (Paso 2.c)	T9@2	CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA T9 11

				<p>Síntomas para la acción: 3 minutos</p> <p>Límite temporal: (síntomas para Feed and Bleed) 28 minutos</p>
1FOILRECCH	Fallo operador en cambio a recirculación a R.C.	<p>E-E-1 (Pasos 18 y 19)</p> <p>E-ES-1.4 (Pasos 1 y 2)</p>	A@1	<p>Síntomas para la acción: 300 minutos</p> <p>Límite temporal: Daño al núcleo: 360 minutos</p>
1F6RRSTOPH	Fallo operador en cerrar caminos alivio	<p>E-E-1 (Pasos 8 y 9)</p> <p>E-ES-1.2 (Pasos 1, 13 y 14)</p>	<p>S3@1</p> <p>SU COGNITIVA: 1F2DISINYH</p>	<p>Síntomas para la acción: 10 minutos</p> <p>Límite temporal: (se alcanza la presión de apertura de la PORV): 30 minutos</p>
1F2FEDYBLH	Fallo operador en actuar "Feed & Bleed"	E-FR-H.1 (Pasos 2, 16 y 17)	Se entrena como 1FOFEDYBLH	
1F1AACONTH	Fallo operador al control del sistema (AAA)	<p>E-ECA-0.0 (paso 4.a)</p> <p>E-ECA-0.0 (Anexo A, desde paso 4.b)</p>	<p>T1@3</p> <p>SU COGNITIVA: NO SE MODELA</p>	No se considera

1F1IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	E-ES-1.3	Se entrena como 1FOIHRECBH	
1F2IHRECBH	Fallo operador en cambio a recirculación	E-E-3 (Pasos 9 y 17 a 20)	T9@2	<p>CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA T9A 6</p> <p>Síntomas para la acción: 160 minutos</p> <p>Límite temporal: (Daño al núcleo) 240 minutos</p>
1F2DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	E-FR-S.1 (Paso 4)	<p>Aunque no ha salido importante en esas secuencias, se considera que se entrena en el escenario RT@1.</p> <p>La acción correspondiente modelada en ese escenario es 1F5DISINYH.</p>	<p>Síntomas para la acción: 21 minutos</p> <p>Límite temporal: límite de control de fuga al secundario: 40 minutos</p>
1F3IHMANUH	Fallo operador en arranque manual del sistema (IH) para boración emerg.	E-ES-1.3	T8@2	<p>Síntomas para la acción: 6 minutos</p> <p>Límite temporal: Vaciado tanque alm condensado: 131 minutos</p>

1F1ILAPREH	Fallo operador en apoyo a la recirculación	E-ES-1.3	S2@1, T9@2, T1@3	<p>CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA S2-2</p> <p>Síntomas para la acción: 90 minutos</p> <p>Límite temporal: Daño al núcleo: 104 minutos</p>
1FODISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	<p>E-E-1 (Pasos 8 y 9)</p> <p>E-ES-1.2 (Pasos 1, 13 y 14)</p>	S3@1	<p>Síntomas para la acción: 10 minutos</p> <p>Límite temporal: Apertura de las PORV: 30 minutos</p>
1FOIHAPREH	Fallo operador en apoyo al cierre válvulas de recirculación	E-ES-1.3 Precaución anterior y paso 4.a	S2@1, T9@2, T1@3	<p>CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA S2-2</p> <p>Síntomas para la acción: 90 minutos</p> <p>Límite temporal: Daño al núcleo: 104 minutos</p>
1FOIHMANUH	Fallo operador en arranque man. sistema (IH)	<p>E-ECA-0.0 (Paso 31)</p> <p>E-ECA-0.2 (Pasos 3, 5 y 6)</p>	T1@3	<p>Síntomas para la acción:</p> <p>Recuperación de la PPE</p>

				Límite temporal: Daño al núcleo : 83 minutos
1F4ILREP1H	Fallo operador en reponer la señal de IS	E-FR-H.1 (Paso 13)	Se entrena como 1F7ILREP1H	
1FOSSNIVTH	Fallo operador al control nivel torres (ASS)	E-E-1 (paso 11.c) E-ES-0.1 (paso 12.e)	S2@1, T9@2, S3@1, TS@2, T1@3	Límite temporal: Daño al núcleo : 60 minutos
1FDILORHRH	Acción humana dependiente	E-ECA-3.1 (Pasos 1 y 2) E-ECA-3.2 (Nota previa al Paso 30) P-1.12	Se entrena con 1FOILORHRH	
1FOCSTRNPH	Fallo Operador en reposición de alineamiento de prueba del rociado (PV-124A/B)	PV-124A/B (apartado 11.1)	S2@1, T9@2, S3@1, T1@1, T1@3  Esta acción sólo se requiere en caso de que coincida el suceso iniciador con la ejecución de la prueba PV-124A/B.	CASO MÁS DESFAVORABLE: SECUENCIA S1-4  Límite temporal: 67 minutos
1F1DISBRRH	Fallo Operador en disparo de BRR	F-9 (Paso 5 de sección D.6)	TS@2	Síntomas para la acción: Pérdida de la inyección a sellos

				Límite temporal: 8 minutos
1FOSSAPOYH	Fallo operador en apoyo al sistema (ASS)	E-E-0 (paso 7) E-ECA-0.0 (paso 33)	S2@1, T9@2, RT@, T1@3, S3@1	Síntomas para la acción: 0 minutos Límite temporal: 5 minutos
1FOAISPREH	Fallo operador en aislar e igualar presiones	E-E-3 (Pasos 2, 3, 6, 14, 15 y 17)	Se entrena como 1F1AISPREH	
1F4DISINYH	Fallo operador en disminuir caudal de IS	E-E-3, Paso 17.b: IN- 0459A/60/61, IP -0402, IP-0403, IP-047/8/9, IP -0444/5/6 E-E-3, Paso 17.c: Cierre PORV	Se entrena como 1F5DISINYH	
1FOIHDISPH	Fallo operador en disparo bombas de carga	E-ES-1.3 (Precaución anterior al Paso 1)	S2@1, T9@2, T1@1, T1@3	Síntomas para la acción: Muy bajo nivel en TAAR (5,9%) Límite temporal: 4 minutos más tarde
1F1IHABPHH	Fallo operador en arranque BPH	F-09 (sección D.6, Paso 7.b)	TS@2	Síntomas para la acción: 0 minutos. Límite temporal: Actuación sellos pasivos: 10 minutos

Tabla 7.7 Datos de Acciones Humanas seleccionadas por sus medidas de importancia

### 7.2.7. Asociación de Escenarios

Se asociarán a cada Escenario resultante del apartado 3, las tareas obtenidas del apartado anterior que se encuentren incluidas. El resultado será un conjunto de escenarios con un paquete de tareas asociadas a cada uno de ellos.

Se presenta también en forma de tabla la inclusión de las secuencias en escenarios, y la relación de acciones que se entrenaría en cada escenario. Hay una serie de escenarios que, aun siendo relevantes, no contienen (al menos en fallo) ninguna de las acciones importantes. Por dicho motivo, y dado que el objeto de este documento es la selección de acciones humanas para su entrenamiento, esos escenarios no se han considerado.

En la Tabla 7.6 se identifica la asociación de escenarios realizada.

Dicha asociación se ha realizado atendiendo principalmente a los cabeceros en fallo y a las similitudes entre secuencias de diferentes sucesos iniciadores, en cuanto a acciones modeladas, procedimientos aplicables, etc.

Se ha escogido en cada caso, como suceso iniciador representativo, aquel que condiciona más las actuaciones del personal de operación, principalmente por disponerse de menos tiempo en las actuaciones más importantes. En la columna “Observaciones” se encuentran las aclaraciones que permiten comprender la asociación realizada. Así, por ejemplo, se encuentra que los escenarios de los sucesos iniciadores T2, T3, T4, T8, T9, T10, T12, T14, T15, TS se pueden agrupar en un mismo escenario donde el suceso iniciador sea un T9.

En la misma tabla se indica cuando un escenario se puede incluir en otro que se considera envolvente y que es el que se podría entrenar.



## Conclusiones

### Listado de Escenarios principales

La misma tabla 7.6 indica, en la columna “Escenario envolvente”, los escenarios principales obtenidos por asociación de los de cada suceso iniciador y el porcentaje del valor de la FDN que se puede considerar incluido en cada uno.

Se han identificado un total de 9 escenarios, de los que destacan el T9@2, que agrupa el 42.6% de la FDN, el S2@1 que agrupa el 23.4% de la FDN, y el RT@1 que agrupa un 13.1% de la FDN. Dichos escenarios se presentan junto con las secuencias que contienen en la siguiente Tabla 7.8.

Escenario	Secuencias asociadas	%FDN Incluido
S2@1	S2:02, S2:06, S1:02	23,4
T9@2	T2:11, T4:11, T3:11, T2:10, T8:07, T12:11, T9B:11, T14:11, T15:11, T9A:11, TS:01:11, T3:10, T4:10, T9A:10, T9B:10, T8:06, T12:10, TS:01:10, T14:10	42,6
RT@1	RT:07, RT:05, RT:06	13,1
S3@1	S3:03	1,9
T1@1	T1:01:11, T1:01:10	1,8
TS@2	TS:08	1,0
T1@3	T1:09:06, T1:05:10, T1:09:02, T1:10	1,8
A@1	A:02	0,4
T8@2	T8:08:07	0,2

*Tabla 7.8 Escenarios principales y las secuencias que contienen*

En la Tabla 7.7 se incluye el listado de las acciones humanas más importantes, junto con su descripción y el procedimiento que las requiere, tomado del Informe Final de Fiabilidad Humana [Ref.15]. Se indica si el suceso básico considerado modela la parte cognitiva (COG) o la parte manual (M) de la acción humana. Si no se indica nada es porque contiene ambas partes. Se indica igualmente, como dato orientativo para el planteamiento de los escenarios en el simulador, el tiempo en el que se producen los síntomas para la acción, y el tiempo límite en el que se debe ejecutar la misma en el caso más desfavorable.

Posteriormente, a criterio del departamento de Formación, se diseñará el programa de entrenamiento con tal de que se realicen todas las tareas resultantes del apartado 7.2.6 y un Escenario de cada suceso iniciador, satisfaciendo como resultado lo requerido por la IS-11 [Ref.1].

## Agradecimientos

Mi agradecimiento al departamento de Análisis de Seguridad, de la unidad de Licenciamiento y Seguridad Operativa de la Asociación Nuclear Ascó- Vandellós II por el apoyo recibido durante la realización del presente trabajo. Reconocimiento especial a José Miguel García y Héctor Hernández, que me iniciaron en los conceptos del APS y con los que he trabajado más estrechamente.

También quiero agradecer a mi tutor Alfredo de Blas por las indicaciones recibidas durante la confección del trabajo, y el apoyo que me dio durante este periodo.

# Bibliografía

## Referencias bibliográficas

- [1] IS 11, Instrucción de Seguridad sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, Consejo de Seguridad Nuclear
- [2] NUREG/CR-2815, "Probabilistic Safety Analysis Procedures Guide"
- [3] IAEA, SSG-3, "Development and application of level 1 probabilistic safety assessment for nuclear power plants".
- [4] EPRI/NP-2230 "Frequency Of Anticipated Transients"
- [5] WESTINGHOUSE NPE, "Nuclear Power Experiences"
- [6] ANAV, Informe Final de Seguridad. Capítulo 15 , "Análisis de Accidentes".
- [7] *PRA Procedures Guide*, NUREG/CR-2300
- [8] UNESA. Documento de Base de Datos Genérica de las CCNNEE.
- [9] Rates of initiating events at US nuclear power plants, NUREG/CR-5750
- [10] WASH-1400, "The reactor safety study".
- [11] ASEP, "Accident sequence evaluation program".
- [12] NUREG/CR-4407, "Pipe Break Frequency Estimation for Nuclear Power Plants"
- [13] NUREG/CR-1278, "Accident Sequence Evaluation Program Human Reliability Analysis Procedure"
- [14] Archivo de RiskSpectrum® del APS de Nivel 1 de Sucesos Internos a Potencia de la central nuclear
- [15] ANAV, Informe Final de Fiabilidad Humana, Revisión 7

## Bibliografia complementària

- [1] Sistema de Agua de Alimentación Auxiliar, Revisión 7
- [2] Sistema de Actuación de las Salvaguardias Tecnológicas, Revisión 7
- [3] Sistema de Control de Presión del Primario, Revisión 7
- [4] Sistema de Inyección de Seguridad de Alta Presión, Revisión 7
- [5] Sistema de Inyección de Baja Presión y Extracción de Calor Residual, Revisión 7
- [6] Sistemas de Agua de Servicios y Refrigeración de Salvaguardias, Revisión 7
- [7] Análisis de Sistemas, Revisión 0
- [8] Análisis de Secuencias de Accidentes, Revisión 0
- [9] Análisis de Datos para Sucesos Internos a Potencia y Otros Modos, Revisión 0
- [10] Cuantificación y Análisis de Resultados, Revisión 0
- [11] Análisis de Fiabilidad Humana, Revisión 0
- [12] Lista de Sucesos Iniciadores, Revisión 7
- [13] Criterios de Éxito, Revisión 7
- [14] Árboles de Sucesos, Revisión 8
- [15] CSN, “Metodología para la utilización del APS en la generación de los programas de entrenamiento en simulador”.
- [16] Estado de actualización del APS a 2R24 (2017)